

Histoire de la sûreté de l'énergie nucléaire civile en France (1945-2000)

Thèse de doctorat présentée par M. Cyrille FOASSO
le 28 octobre 2003

Membres du Jury : **M. Girolamo Ramunni**, Directeur de Recherche au CNRS, directeur de thèse ; **M. Serge Chassagne**, Professeur, Université Lyon II ; **M. Alain Beltran**, Directeur de Recherche au CNRS, IHTP Cachan ; **M. Vittorio Marchis**, Professeur des Universités, Polytechnico de Turin ; **M. Philippe Saint-Raymond**, Directeur Général Adjoint de la Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection, Ministère de l'Economie, des Finances et de l'Industrie, Ministère de l'Ecologie et du Développement durable, Ministère de la Santé, de la Famille et des Personnes handicapées, Paris.

Table des matières

Remerciements . .	1
Introduction . .	3
La problématique . .	5
Etat des lieux, présentation de la littérature, limites de l'étude . .	6
Les thèmes, les champs . .	8
Présentation des différents chapitres . .	9
Les sources . .	13
PARTIE I : l'empirisme des débuts de l'énergie atomique (1939-1959) . .	17
chapitre 1. Les débuts : les savants et la sécurité (1932-1945) . .	17
1.1. La découverte de la radioactivité et de ses dangers . .	17
1.2. Arrière-plan : la physique des années 30¹⁶ . .	20
1.3. Les brevets Joliot . .	23
1.4. La réaction en chaîne : une question scientifique et technique . .	26
chapitre 2. Protection et sécurité au Commissariat a l'energie atomique (1945-1956) . .	30
2.1. Les dEbutS du CEA : Protection et sécurité à la charge des savants et des techniciens eux-memes . .	30
2.2. 1951 : Première institutionnalisation : la protection. Médecins et ingénieurs . .	44
2.3. Les ingénieurs, comme monsieur Jourdain : la sécurité en marchant . .	53
chapitre 3. Naissance de la sûreté (1957-1959) . .	74
3.1. Les deux premières conférences de Genève : deux jalons . .	75
3.2. Développement de la sûreté nucléaire aux Etats-Unis . .	76
3.3. Naissance de la sûreté en Grande-Bretagne . .	101
3.4. Naissance de l'organisation de la sûreté au CEA . .	118
PARTIE II : L'élaboration d'une doctrine et l'institutionnalisation de la sûreté en France (1960-1970) . .	147

¹⁶ Le rappel qui suit sur l'histoire de la physique du début du 20ème siècle ne prétend ni à l'originalité ni à l'exhaustivité mais entend apporter quelques bases nécessaires à la compréhension du récit qui suit sur le développement de l'énergie atomique sous l'aspect particulier de la sécurité.

Chapitre 4. L'institutionnalisation de la sûreté au sein du CEA : l'examen par la Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) des piles du CEA . .	147
4.1. Introduction : le rôle de la commission . .	147
4.2. L'examen de la sûreté des piles expérimentales du Commissariat . .	152
4.3. L'examen de la sûreté des réacteurs de puissance du CEA : les relations avec le centre de Marcoule . .	167
Chapitre 5. Les études de sûreté au Commissariat à l'énergie atomique . .	183
5.1. Enjeu des études de sûreté : contribuer également à la compétitivité économique de l'énergie atomique . .	184
5.2. Les études générales de sûreté . .	186
5.3. Les études de sûreté relatives aux réacteurs de puissance de la filière graphite . .	188
5.4. Les études de sûreté relatives aux réacteurs de puissance de la filière eau lourde-gaz . .	190
5.5. Les études de sûreté des réacteurs modérés et refroidis à l'eau ordinaire . .	193
5.6. La sûreté des réacteurs à neutrons rapides . .	197
5.7. Les études de sûreté relatives à l'émission et à la filtration des produits de fission . .	201
5.8. Evolution de la philosophie du CEA pour les études de sûreté . .	203
CHAPitre 6. Les relations de la CSIA avec les organismes extérieurs au CEA. l'insuffisance de la réglementation en matière de sûreté nucléaire . .	206
6.1. Les débuts des rapports entre le CEA et EDF à propos de la sûreté : EDF1 . .	206
6.2. Les rapports de la CSIA du CEA avec d'autres organismes intéressés par l'énergie atomique . .	229
6.3. Un timide début de réglementation spécifique aux installations nucléaires : le décret du 11 décembre 1963 . .	236
6.4. Examen des rapports de sûreté des réacteurs EDF2 puis EDF3 par la CSIA . .	240
6.5. Décret de 1963 (suite). Examen d'EDF4 et relations CSIA-CIINB . .	247
6.6. Examen de la sûreté de la centrale des Ardennes . .	250
6.7. Les relations avec les ministères après l'institutionnalisation de la sûreté : les effluents et les déchets . .	257
Chapitre 7. Le cheminement vers l'affirmation d'une position française en matière de sûreté . .	261

7.1. Le rejet de «l'accident maximum prévisible». La troisième conférence de Genève .	262
7.2. Le colloque de l'Agence de Vienne d'avril 1967 .	270
7.3. Conclusion : le «dialogue technique» à la française . .	281
Partie III : les repercussions du transfert de technologie depuis les Etats-Unis, redistribution des rôles, continuité dans la doctrine de sûreté (1970-1979) .	285
Chapitre 8 : La mise en place du tripode de la sûreté . .	285
8.1. La guerre des filières .	285
8.2. La réorganisation du CEA, 1969-1972. La création du Département de Sûreté Nucléaire .	292
8.3. Les Groupes Permanents : la formalisation du processus d'expertise .	300
8.4. Les Pouvoirs Publics : La création du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) .	302
8.5. Relations CEA-Ministère en matière de sécurité nucléaire : la naissance de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) . .	312
8.6. Conclusion : le tripode de la sûreté .	319
Chapitre 9 : L'adoption du PWR. Le transfert de technologie et ses repercussions en matière de sûreté .	320
9.1. Le PWR : constructeurs et architecte . .	320
9.2. Du côté des analystes du CEA : l'alignement forcé sur les pratiques américaines .	329
9.3. Les débats sur la sûreté aux Etats-Unis. La réglementation US .	331
9.4. La réglementation française en matière de sûreté nucléaire . .	344
Chapitre 10 : l'approche probabiliste de la sûreté . .	364
10.1. La conception déterministe de la sûreté. La défense en profondeur .	364
10.2. L'étude Rasmussen : WASH 1400 . .	366
10.3. Les réactions à l'approche probabiliste en France . .	374
Chapitre 11 : Les Etudes de sûreté au cours de la décennie 70 .	386
11.1. Etudes de sûreté sur les réacteurs à eau légère . .	387
11.2. Etudes de sûreté des réacteurs à neutrons rapides . .	397
11.3. une nouvelle discipline scientifique de l'énergie atomique .	410
Partie IV : Three Mile Island : la révision des certitudes (1979-1986) .	415

chapitre 12. Le contexte à la veille de three mile island .	415
12.1. Le contexte industriel et psychologique du nucléaire français à la veille de TMI .	415
12.2. Les sites et la contestation .	423
12.3. Les experts et les sites .	436
Chapitre 13. L'accident de Three Mile Island. les leçons pour la sûreté . .	448
13.1. L'accident du 28 mars à Three Mile Island . .	449
13.2. Les réactions à la suite de l'accident .	454
13.3. Les leçons tirées de l'accident de TMI du point de vue de la philosophie de la sûreté. Le choc chez les ingénieurs du nucléaire . .	465
chapitre 14. Le retour d'expérience à l'épreuve des incidents sérieux. La sûreté du parc nucléaire, 1979-1986 .	493
14.1. Incident du 13 mars 1980 sur Saint-Laurent A2 . .	493
14.2. Une mauvaise surprise : la découverte des «fissures» ou Défauts Sous Revêtements .	498
14.3. Broches de maintien des tubes guides de grappe de contrôle (incidents de 1982) .	512
14.4. L'Incident de Bugey 5, 15 avril 1984 .	516
PARTIE V. L'EXPLOITATION DES centrales D'EDF APRES TCHERNOBYL : l'affirmation du pouvoir de l'administration chargée du contrôle de la sûreté (1986-2002) . .	523
CHAPITRE 15. L'ACCIDENT DE TCHERNOBYL ET SES CONSEQUENCES . .	523
15.1. L'accident .	524
15.2. L'information sur l'accident de Tchernobyl en France. L'échelle de gravité . .	528
15.3. L'internationalisation de la sûreté . .	530
15.4. Les accidents graves .	532
15.5. Les accidents de réactivité .	535
15.6. Face à certaines pratiques de l'industrie, instaurer une «culture de sûreté» .	536
CHAPITRE 16. LES DIFFICULTES RENCONTREES SUR LE PARC NUCLEAIRE D'EDF AU COURS DES ANNEES 1989-1992 . .	540
16.1. Les problèmes matériels .	541
16.2. Les Incidents de maintenance de l'ete 1989 .	570

16.3. Péripéties autour des réacteurs à neutrons rapides Superphénix et Phénix . .	582
CHAPITRE 17. LA VISITE DECENNALE DE FESSENHEIM ET LA CONTRE-EXPERTISE DE LA COMMISSION LOCALE DE SURVEILLANCE .	588
17.1. La mission des contre-experts .	589
17.2. Le point de vue de chacun sur la visite décennale . .	591
17.3. Les problèmes techniques évoqués par la mission : le risque hydrogène et les accidents graves. L'évolution de la position des experts officiels au cours de la décennie 90 .	597
CHAPITRE 18 : LES RELATIONS ENTRE L'AUTORITE DE SURETE ET EDF, LE TOURNANT DES ANNEES 1989-1992 .	604
18.1. Les causes de la dégradation des relations entre l'autorité de sûreté et EDF : non pas des problèmes socio-politiques, mais des questions techniques épineuses, des dérives d'EDF également .	604
18.2. Les griefs d'EDF à l'égard des autorités de sûreté : le rapport annuel 1989 de l'IGSN .	606
18.3. L'affirmation par le SCSIN de son rôle .	609
18.4. Les experts et l'opinion .	614
18.5. Le contexte modifié .	622
18.6. Des réformes de structure . .	626
Chapitre 19 : La période 1993-2002, l'autorité de sûreté .	630
19.1. Une administration qui poursuit l'affirmation de son autorité . .	630
19.2. Superphénix 1992-1997 .	631
19.3. Les rejets . .	635
19.4. L'accent sur la radioprotection .	639
19.5. Transparence et indépendance . .	642
conclusion . .	647
I. Récit et leçons tirées de chaque période . .	647
Première période : 1945-1959 . .	647
Deuxième période : 1960-1970. .	651
1970-1979 .	653
1979-1986 .	656
1986-2002 .	658

II. Considérations générales .	659
Les mécanismes d'apprentissage .	659
D'une vision statique à une vision évolutive de la technique . .	661
L'internationalisation précoce des questions de sûreté a limité la tendance à l'ossification nationale des raisonnements des experts. .	661
Le retard est parfois une chance .	662
Des méthodes de gestion de la sûreté qui ne sont jamais neutres, toujours le fruit d'un contexte .	663
Le rôle du contexte réglementaire : le «French cooking» . .	664
Une nécessaire immersion dans les questions techniques .	666
Un rôle pratique pour l'histoire des techniques . .	667
La gestion de la sûreté nucléaire : un modèle pour les autres systèmes techniques à risque ? .	668
AnnexeS .	671
Annexe 1 : Organigrammes du Commissariat à l'Energie Atomique .	671
Organigramme du CEA, 1958 .	671
Organigramme du C.E.A. au 1er janvier 1960 . .	672
Organigramme du C.E.A. au 1er mars 1963 (Extrait) .	673
Organigramme du CEA (1972) .	674
Annexe 2 : Réacteurs nucléaires construits en France (chronologie) . .	675
Chronologie des réacteurs de puissance UNGG . .	675
Tranches PWR EDF .	676
Annexe 3 : Chefs des divers organismes liés à la sûreté nucléaire .	678
Administration : .	678
Experts : . .	679
Annexe 4 : Sigles et abréviations .	682
Sources .	687
I. Sources Primaires .	687
Archives . .	687
Rapports d'activité .	688

Entretiens . .	688
Conférences .	689
Articles, rapports techniques, revues spécialisées : présentation . .	690
Liste des articles .	692
II. BIBLIOGRAPHIE .	742
Histoire de l'énergie atomique. Controverses sur l'énergie atomique. . .	742
Histoire et sociologie du risque. . .	750
Histoire des sciences et des techniques. Histoire des élites scientifiques, techniques et administratives . .	752

Remerciements

Ce travail n'aurait jamais vu le jour sans l'entremise du professeur Ramunni que je salue pour la passerelle institutionnelle et intellectuelle qu'il m'a offerte vers ce passionnant domaine qu'est l'histoire des sciences et des techniques.

Je tiens à remercier toutes les personnes qui ont accepté de m'accorder leur témoignage oral, à leur domicile ou sur leur lieu de travail, et dont les noms figurent au chapitre «Source» à la fin de cette étude. L'intérêt qu'ils ont manifesté pour ce travail a constitué à chaque fois un sérieux encouragement.

Je remercie également André-Claude Lacoste et Jacques Ibert (DSIN) pour l'autorisation de consulter les archives du CSSIN, Jean-Christophe Niel et Corentin Le Doaré (IPSN) pour l'autorisation de consulter celles du Groupe Permanent Réacteurs.

Que soient enfin remercié(e)s les responsables des fonds d'archives du CEA, Odile Frossard, Delphine Vidart, Annie Eskenazi et les documentalistes qui ont gentiment répondu à mes demandes (IPSN, EDF-IGSN, DSIN, IAEA), Michel Dürr pour le prêt de sa documentation personnelle. Un remerciement particulier est adressé à Messieurs Jean-Christophe Niel, chef du DES de l'IPSN, et Jacques Ibert de la DSIN pour la chaleur de leur accueil.

Introduction

Au tout début du mois de janvier 1939, Otto Hahn et Fritz Strassman de Berlin découvrent la fission de l'atome. Quatre ans plus tard, le 2 décembre 1942, Enrico Fermi et ses collègues de l'Université de Chicago parviennent à réaliser la première réaction en chaîne contrôlée. De nos jours, près des quatre cinquièmes de l'électricité est produite en France grâce à des machines utilisant le principe de la fission. Pourtant, dès l'origine, les dangers inhérents à ce phénomène étaient connus par les scientifiques : le risque d'explosion allait être mis à profit pour construire des bombes d'une puissance inégalée tandis que la construction des piles atomiques allait s'entourer de grandes précautions. Rarement sans doute dans l'histoire une technique aura connu un développement aussi fulgurant, mais rarement également elle aura été l'objet d'autant de critiques et d'oppositions. C'est l'histoire des mesures prises pour maîtriser les risques de cette source d'énergie qui est l'objet de la présente étude.

L'histoire de ce que scientifiques et ingénieurs appelleront la «sûreté nucléaire» s'insère dans le cadre d'une réflexion plus vaste sur la sécurité dans le monde technique. Dans le cadre d'une histoire des techniques, la sécurité est appréhendée comme moyen de comprendre et la technique et la société ainsi que leurs influences réciproques. La sécurité, en tant que maîtrise du risque, constitue l'interface parfaite entre la gestion du progrès scientifico-technique et l'évolution de la société dans son ensemble. Le concept de sécurité des objets techniques fait le lien entre les préoccupations journalières de la communauté des scientifiques et ingénieurs et le reste de la société. Car les objets techniques sont mis à la disposition de la société, ou ont des répercussions allant bien au-delà de leur domaine propre. Mais ils sont également le produit, le reflet d'une société.

Ce thème de «sécurité et technique», peu traité au plan historique, s'est pourtant hissé au cœur des préoccupations de nos sociétés. Le développement de la société industrielle avec l'apparition des complexes chimiques, pétroliers, nucléaires, avec l'accroissement des problèmes de stockage, de transport comme d'élimination de matières dangereuses montre que la technique est aussi source de nuisances, porteuse de risques majeurs, comme l'ont prouvé les catastrophes de Bhopal, Seveso, Tchernobyl pour ne citer que certaines des plus marquantes. La sécurité des systèmes techniques et la prévention des accidents sont aujourd'hui un problème majeur, aux yeux des populations, des industriels et des pouvoirs publics.

C'est pourquoi l'histoire de l'évolution des conceptions de la sécurité dans le domaine technique semblait ouvrir d'intéressantes perspectives. Un premier objet d'étude avait été le chemin de fer, domaine réputé pour sa sécurité, au cours de 150 ans d'histoire depuis l'essor industriel du XIXe siècle. C'est plus particulièrement l'histoire de la signalisation qui avait attiré notre attention : une fois surmontés les problèmes spécifiques de résistance des rails, d'explosion des chaudières, la signalisation s'avérait être le cœur de la sécurité de ce moyen de transport. Au cours de cette longue histoire, on a pu montrer l'évolution de la doctrine et des pratiques en matière de sécurité, en fonction des apports des nouvelles techniques d'abord mécanique, électrique puis électronique, sous l'angle notamment du rapport entre l'homme et la machine, mais aussi en fonction des craintes de l'opinion suscitées par les accidents ayant conduit à l'intervention des pouvoirs publics. La sécurité s'avérait être un révélateur du changement technique, mais également moteur de ce changement.

Après le chemin de fer, le choix de l'électronucléaire était d'autant plus indiqué que, outre son potentiel de danger considérable, à la différence de tous les autres développements industriels passés, la sécurité avait été une priorité affichée dès le début par les scientifiques qui développèrent cette nouvelle forme d'énergie. Alors que l'histoire du chemin de fer s'étire sur un siècle et demi, l'histoire de l'énergie nucléaire se déroule comme «en accéléré» puisque seulement quelques dizaines d'années s'écoulent entre la découverte du principe de la fission, base physique de la production d'énergie, et la réalisation industrielle à grande échelle. Cette rapidité de développement comme ce potentiel de risque colossal rendent d'autant plus intéressante l'étude de cet «exploit» que constitue la maîtrise technique du risque.

Un premier objectif était de comprendre comment les scientifiques puis les ingénieurs ont élaboré les principes, les moyens techniques leur permettant de maîtriser ce risque, en essayant de distinguer l'importance respective des théories, des règles de l'art, des expériences, des prototypes, dans l'arsenal dont disposent tout d'abord les concepteurs, les constructeurs puis les exploitants qui font fonctionner les installations au quotidien. La question était posée de savoir comment, malgré une connaissance non exhaustive des phénomènes, les ingénieurs parviennent à fabriquer une machine qui fonctionne, et ainsi de tenter d'approcher l'une des particularités du savoir des ingénieurs.

Un deuxième objectif qui constitue sans doute la nouveauté de cette étude était de montrer le point de vue des ingénieurs, en interne. Car la sûreté n'est pas qu'une question de rapports de force entre acteurs, mais c'est avant tout une question technique, dont les ingénieurs sont les premiers à se préoccuper. Chronologiquement, mais aussi par

«intérêt» : on ne construit pas une machine pour qu'elle explose mais pour qu'elle fonctionne le mieux possible ! On a cherché à comprendre comment au sein-même des développeurs du nucléaire, la question de la sûreté a été appréhendée : alors que l'accent est souvent mis sur le rôle du contexte extérieur, on a souhaité montrer les enjeux, les oppositions qui ont existé entre membres du sérail du fait de la distinction des rôles qui s'est opérée entre développeurs et contrôleurs. On voulu examiner aussi comment les préoccupations de sûreté des ingénieurs ont été influencées par les enjeux du développement de cette énergie, comment les modalités de l'expertise de la sûreté se sont modifiées, en particulier avec le changement d'échelle entre le travail de laboratoire et le programme industriel. Un objectif était de cerner ce que pouvait avoir de spécifique la démarche adoptée en France pour l'expertise de la sûreté, alors que le développement de cette forme d'énergie est concomitante dans les différents pays. Par ailleurs, il paraissait intéressant de voir comment la sensibilité naissante de l'opinion vis-à-vis des impacts du développement technologique sur l'environnement à partir des années 70 allait, ou non, modifier la perception des questions de sécurité dans le monde des techniciens.

La problématique

La problématique autour de la maîtrise du risque nucléaire peut être résumée par deux questions principales, l'une à caractère technique, l'autre plus politique. Comment décider ? Qui décide ?

Sur le plan technique, pour décider si une installation est sûre, le technicien doit élaborer une doctrine et des moyens de jugement, face au risque majeur mais aussi face aux pollutions en fonctionnement normal. La palette des risques est en effet vaste, allant du plus faible au plus catastrophique, du plus probable au plus hypothétique. Tant au niveau de la conception qu'à celui de l'analyse, la question posée était de savoir «que prendre en compte, jusqu'où prendre en compte ?» La démarche s'est progressivement dédoublée : dans un premier temps, il a fallu trouver les moyens de prévenir les accidents, par des procédés techniques et une philosophie de la conception; en second lieu, il s'est agi d'inventer une démarche pour vérifier que dans la première étape on n'avait laissé qu'un risque résiduel, qu'aucune faille n'était présente dans les concepts et les moyens mis en œuvre. L'exemple du risque majeur est révélateur de ce questionnement, que ce soit au niveau des projets ou de l'analyse de la sûreté : des mesures sont prises pour que les accidents aux conséquences catastrophiques soient les plus improbables, mais jusqu'où doit-on multiplier les hypothèses sur les scénarios d'accidents ? Quels sont les seuils au-delà desquels les mesures de sûreté ne se justifient plus, sachant que la prévention de tels événements a nécessairement un coût qui va croissant pour un bénéfice marginal en terme de réduction des risques. A partir de quel moment estime-t-on qu'on est raisonnablement protégé contre les accidents les plus graves ? Autrement dit, quel est le niveau de prévention raisonnable, et comment savoir si on a atteint le niveau souhaité ? Ces questions se sont posées pour une technologie en plein développement et dont les promoteurs ne voulaient pas faire l'apprentissage par

essais-erreurs. Il a fallu trouver des méthodes de jugement, de décision, alors que les données scientifiques et techniques n'étaient encore qu'approximatives.

Si la sûreté est un problème technique géré par des spécialistes, l'acceptabilité du risque pose la question de «qui décide ?» La problématique de l'expertise et de la décision est éminemment politique. Le jugement sur la sûreté dépend du contexte politique, des rapports entre acteurs (industriels, experts, administration, pouvoir politique, opinion publique), c'est pourquoi l'analyse des institutions est fondamentale. La compétence technique justifie-t-elle le pouvoir de décision du niveau de sûreté adéquat ? Dans un monde où la technique joue un rôle croissant, quels types de rapports s'instaurent entre science et société, entre les élites scientifiques et l'opinion publique ? Sur le fond, les questions de sûreté ne sont jamais purement scientifiques ou techniques : il est toujours nécessaire d'arbitrer par exemple entre le coût des mesures de sûreté supplémentaires et la nécessité de fonctionnement à un coût raisonnable. Qui doit arbitrer ? Une question spécifique en France est de savoir si la sûreté a ou non souffert d'être gérée par des instances qui œuvraient dans le même temps à la promotion de l'énergie atomique.

Le travail se présente ainsi comme une étude de cas qui relate comment s'est posée et a été résolue la question de l'expertise et du contrôle de la sûreté dans le domaine électronucléaire français entre le «comment décider» et «qui décide».

Etat des lieux, présentation de la littérature, limites de l'étude

L'énergie nucléaire est un domaine qui a fait l'objet de nombreuses études. Le présent travail a laissé de côté les aspects militaires et s'est limité à l'énergie nucléaire civile, et plus particulièrement aux centrales nucléaires productrices d'électricité. Les aspects de recherche des matières premières, de fabrication du combustible ou encore du traitement des déchets sortent du cadre de cette étude même s'ils sont parfois évoqués car ils conditionnent les modes de raisonnement sur la machine elle-même, ou façonnent le contexte plus général du développement de l'énergie nucléaire. L'histoire de la radioactivité et des polémiques autour de sa nocivité en fonction des doses n'est également évoquée que partiellement et à certains moments clés.

La littérature concernant l'énergie nucléaire est fournie. Quelques ouvrages traitent des relations internationales et stratégiques. Ceux de Goldschmidt, celui de Pringle et Spigelman ¹, remarquablement documentés, permettent de cerner les enjeux du développement de l'énergie atomique dans le contexte international.

Les aspects économiques du développement de cette technologie ont été largement

¹ Goldschmidt, Bertrand, L'aventure atomique, ses aspects politiques et techniques, Fayard, 1962; Goldschmidt, Bertrand, Les rivalités atomiques, 1939-1966, Fayard, Paris, 1967; Goldschmidt, Bertrand, Le complexe atomique, Histoire politique de l'énergie nucléaire, Fayard, Paris, 1980; Pringle, Peter et James Spigelman, Les barons de l'atome, Seuil, Paris, 1982.

étudiés. La compétitivité de l'énergie nucléaire face aux autres formes d'énergie, le choix de tel ou tel type de réacteurs nucléaires à développer suivant les pays, les rivalités à propos de ces filières, les styles de promotion de l'énergie atomique par les différents Etats ont fait l'objet de nombreuses publications.² Les aspects industriels du développement de l'énergie nucléaire ont été relatés par d'anciens acteurs ou par des analystes.³

L'opposition à l'énergie nucléaire au cours des années soixante-dix a suscité une abondante littérature, parfois très polémique, de la part d'opposants de toutes nuances. Des universitaires se sont attachés à analyser la nature de ces mouvements.⁴

Par contre, les milieux universitaires français ne se sont pas penchés sur la sûreté nucléaire, et encore moins sur sa réalité technique, sa mise en œuvre, son histoire, ses enjeux. Aux Etats-Unis, il existe une vaste historiographie de l'énergie nucléaire et de sa sûreté, en particulier grâce à l'histoire officielle de l'AEC et de la NRC.⁵ Pour sa part, l'un des grands experts américain de la sûreté a publié un ouvrage essentiel pour comprendre les débats, et ils ont été nombreux, qui ont eu lieu entre les protagonistes américains.⁶ En

² Bupp, Irvin C., et Jean-Claude Derian, *Light Water. How the Nuclear Dream Dissolved*, Basic Books, New York, 1978; Finon, Dominique, *Les Etats face à la grande technologie dans le domaine civil. Le cas des programmes surgénérateurs*, Thèse pour le Doctorat d'Etats ès sciences économiques, soutenue le 18 mars 1988; Jasper, James M., *Nuclear Politics. Energy and the State in the United States, Sweden, and France*, Princeton University Press, Princeton, 1990; Hecht, Gabrielle, *The Radiance of France*, The MIT Press, Cambridge, 1998.

³ Lamiral, Georges, *Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Electricité de France*, AHEF, Paris, 1988; Larroque, Dominique, *Histoire du service de la production thermique d'Electricité de France. Le temps du nucléaire*, Tome second, 1973-1992, AHEF, Paris, 1999; Picard, Jean-François, *Recherche et Industrie, Témoignages sur quarante ans d'études et recherches à Electricité de France*, Eyrolles, Paris, 1987; Picard, J.-F., Beltran, A., Bungener, M., *Histoire(s) de l'EDF*, Dunod, Paris, 1985. D'autres ouvrages écrits par de grands acteurs d'EDF ou du CEA, plus à destination du grand public, dressent un panorama de l'histoire de l'énergie nucléaire, vue des promoteurs : Cf. Leclercq, Jacques, *L'ère nucléaire*, Hachette, Paris, 1986; L'ouvrage rédigé sous la direction de P.-M. de la Gorce, *L'aventure de l'atome*, Flammarion, Paris, 1992, fait appel à des contributions de pionniers au CEA comme Pierre Bacher, Jean Bourgeois ou Jean Bussac.

⁴ Nelkin, Dorothy, et Michael Pollack, *The Atom Besieged : Extra-Parliamentary Dissent in France and Germany*, MIT Press, Cambridge, Mass., 1980; Touraine, A., Hegedus, Z., Dubet, F., Wiewiorka, M., *La prophétie antinucléaire*, Editions du Seuil, Paris, 1980; Fagnani, F., Nicolon, A., *Nucleopolis. Matériaux pour l'analyse d'une société nucléaire*, Presses Universitaires de Grenoble, Grenoble, 1979. A côté d'une multitude de pamphlets critiques ou apologétiques de l'énergie atomique, parus essentiellement au cours des années 70, le livre de deux physiciens critiques à l'égard de l'énergie atomique, apporte d'utiles informations sur l'histoire des accidents nucléaires : Pharabod, Jean-Pierre, et Jean-Paul Schapira, *Les jeux de l'atome et du hasard*, Calmann-Lévy, Paris, 1988.

⁵ Hewlett, Richard G., Anderson, Oscar E., *The New World, 1939-1946: Volume I of a History of the United States Atomic Energy Commission*, The Pennsylvania State University Press, 1962; Hewlett, Richard G., Duncan, Francis, *Atomic Shield, 1957-1952: Volume II of A History of the United States Atomic Energy Commission*, The Pennsylvania State University Press, 1969; Mazuzan, George T., and Walker, Samuel J., *Controlling the Atom: The Beginnings of Nuclear Regulation, 1946-1962*, University of California Press, Berkeley, 1984; Walker, Samuel J., *Containing the Atom. Nuclear Regulation in a Changing Environment, 1963-1971*, University of California Press, Berkeley, 1992.

Angleterre également, l'histoire officielle de la UKAEA offre de nombreuses informations, moins ciblées il est vrai sur les aspects sûreté⁷. En France, un ouvrage a été écrit par les «pères» de la sûreté au CEA.⁸ Il donne les principaux jalons de l'évolution de la sûreté en France et dans le monde tout en exposant la foi des auteurs dans le fait que «l'énergie nucléaire, bien gérée, est le procédé le plus sûr aujourd'hui pour produire de l'électricité.» S'il explique le fonctionnement du contrôle, il ne relate pas les débats, les controverses autour de la gestion de la sûreté en France. Un essai de sociologie, non publié, retrace l'émergence des institutions chargées du contrôle de la sûreté nucléaire en France.⁹

L'un des objectifs de cette étude est d'aborder l'histoire de la sûreté en parlant aussi de la technique, de montrer de l'intérieur quels problèmes se posent, comment ils sont appréhendés, en évoquant les doutes, les questionnements provenant des problèmes techniques eux-mêmes. On souhaiterait que le lecteur assiste à l'activité des ingénieurs qui conçoivent, construisent, exploitent et analysent le fonctionnement global de la machine. On se place pour une grande part du point de vue des techniciens, mais moins du point de vue des spécialistes que de celui des généralistes : faire l'histoire ne serait-ce que d'une des multiples spécialités qui sont au cœur du fonctionnement d'une centrale nucléaire, par exemple la mécanique de la rupture, les contrôles non destructifs ou la thermohydraulique, nécessiterait sans doute un ouvrage entier consacré à chaque thème. Certains spécialistes resteront sans doute «sur leur faim», d'autres lecteurs trouveront peut-être que les aspects techniques sont trop approfondis. Nous avons essayé de ne retenir des questions techniques que celles qui éclairent le fonctionnement d'ensemble d'une centrale et qui permettent de comprendre les enjeux des discussions de sûreté.

Les thèmes, les champs

Retracer l'évolution de la sûreté nucléaire au cours de la seconde moitié du vingtième siècle implique une nécessaire histoire technique des techniques. La sûreté est en effet un sujet éminemment technique. La controverse à propos de l'énergie nucléaire provient justement des incertitudes quant à la maîtrise du risque. La plupart des oppositions à cette forme d'énergie ou plus simplement des préoccupations de la population n'ont pas

⁶ Okrent, David, Nuclear Reactor Safety. On the History of the Regulatory Process, The University of Wisconsin Press, Madison, 1981. Plus récemment, un universitaire américain a centré son intérêt sur le rôle des divisions internes de la communauté des experts nucléaires : Balogh, Brian, Chain Reaction. Expert debate and public participation in american commercial Nuclear power, 1945-1975, Cambridge University Press, Cambridge, 1991.

⁷ Gowing, Margaret, Britain and Atomic Energy 1939-1945, Macmillan, London, 1964; Gowing, Margaret, Independence and Deterrence - Britain and Atomic Energy, 1945-1952, 2 vol., Macmillan, London, 1974.

⁸ Bourgeois, J., Tanguy, P., Cogné, F., Petit, J., La sûreté nucléaire en France et dans le monde, Polytechnica, Paris, 1996.

⁹ Vallet, Bénédicte, The Nuclear Safety Institution in France : Emergence and Development, A dissertation in the Department of Sociology for the Degree of Doctor of Philosophy at New York University, June 1986.

leur source dans des présupposés idéologiques : elles proviennent des craintes que suscite le risque de l'énergie atomique. Au-delà des clivages disciplinaires et politiques, le risque nucléaire est un objet d'études, de débat au sein-même de la communauté des techniciens. Il est donc nécessaire de relater comment a été conçue et évaluée la sûreté sur le plan technique. Même si l'analyse sociologique, politique, est fondamentale pour comprendre les enjeux de la sûreté nucléaire, on ne peut traiter sérieusement la question sans une immersion dans les questions techniques, parfois pointues. La sûreté, c'est avant tout le fonctionnement intime de la machine, qui plus est d'une machine complexe. Cependant, cette étude n'est pas un exposé technique sur le fonctionnement d'une centrale nucléaire et sur les techniques de contrôle de sa sûreté. Ce n'est pas un cours technique. A la différence de ce type d'exposés ou de cours de sciences présentant une vérité qui apparaît immuable au moment où elle est enseignée (alors qu'elle évolue dans le temps d'un cours à l'autre), c'est l'évolution des conceptions, des motifs, des acteurs qui est remise en perspective. Cette approche doit permettre une juste intelligence des outils techniques et de leur développement.

L'histoire de la sûreté nucléaire est également l'histoire d'organisations industrielles, comme Electricité de France ou Framatome. C'est aussi l'histoire d'une institution scientifique et technique, le Commissariat à l'Energie Atomique où l'on assiste à la genèse d'une science, de techniques, d'un corps de doctrine, de profils individuels. Car cette histoire est celle d'ingénieurs : leur histoire est très souvent une histoire collective, l'histoire des institutions qui les ont accueillis ou qu'ils ont mis sur pied. Même si quelques personnalités jouent un rôle plus éminent que d'autres, les destins d'ingénieurs sont rarement étudiés. Il existe certes des biographies des grands scientifiques (Joliot)¹⁰, mais l'histoire des ingénieurs souffre encore de grosses lacunes. Les destins de certains grands bâtisseurs ou administrateurs (Dautry, Guillaumat) ont été retracés, mais on connaît moins bien les «chevilles ouvrières».

C'est une histoire administrative enfin, en particulier de l'institution d'un service au sein du ministère de l'industrie (dont l'histoire reste à faire), confié au Corps des ingénieurs des Mines.

Une telle histoire est nécessairement internationale. Si les premiers développements de l'énergie nucléaire industrielle se sont déroulés dans un contexte de compétition entre nations et sous le sceau du secret, dès les années cinquante, les idées en matière de sûreté émises dans certains pays font l'objet de discussions lors de congrès internationaux. Outre le récit des influences américaine, britannique, canadienne sur les conceptions françaises, et au-delà des transferts de technologie, la comparaison avec les débats de sûreté à l'étranger permet d'illustrer ce qu'a de particulier le système français.

Présentation des différents chapitres

¹⁰ Baudouï, Rémi, Raoul Dautry, 1880-1951. Le technocrate de la République, Balland, Paris, 1992; Beltran, A., Soutou, G.-H., (dir.), Pierre Guillaumat, la passion des grands projets industriels, Rive droite, Paris, 1994; Pinault, Michel, Frédéric Joliot-Curie, Odile Jacob, Paris, 2000.

Les quelque cinquante années que compte l'énergie nucléaire industrielle sont marquées par de grandes ruptures soit au niveau des conceptions en matière de sûreté, soit dans l'organisation de son contrôle. Les observateurs s'accordent généralement sur ces différentes périodes d'une durée d'une dizaine d'années chacune environ. Ce sont souvent plusieurs faits qui distinguent la fin d'une période ou le début de la suivante, que ce soit au niveau des phases du développement technique et industriel, au niveau des ruptures conceptuelles, de l'institutionnalisation de la sûreté, ou d'événements marquants comme les accidents.

La première partie de l'étude aborde les premiers pas de l'épopée atomique depuis les découvertes de la physique au début du vingtième siècle jusqu'à l'année 1959 où on prend conscience au CEA de la nécessité de mettre sur pied une structure spéciale chargée d'examiner ce qu'on appelle désormais la «sûreté» des différentes installations du Commissariat. Le chapitre 1 relate ainsi en préambule la découverte de la radioactivité et de ses dangers par les savants. C'est en effet une particularité de l'énergie atomique que d'avoir été développée alors que savants et médecins avaient identifié la source des nuisances de cette nouvelle forme d'énergie, la radioactivité. Au cours des années 30, les découvertes se multiplient (découverte du neutron, de la radioactivité artificielle, de la fission). En 1939, Joliot et ses collègues du Collège de France déposent des brevets où sont envisagés les moyens de tirer parti de la fission du noyau pour produire de l'énergie sous forme explosive ou contrôlée. Alors que les brevets exposent les principes de ce que seront les centrales nucléaires et les bombes atomiques, c'est aux Etats-Unis que la première pile atomique «diverge», la construction de cette première machine et des suivantes nécessitant l'intervention d'une nouvelle catégorie professionnelle, les ingénieurs. Le chapitre 2 aborde le développement des premières piles au sein du CEA, en insistant sur la difficile définition de la sécurité de l'énergie atomique, entre les rôles respectifs des ingénieurs et des médecins dans l'organisation de la protection et de la sécurité. Le chapitre 3 qui clôt la première partie montre la naissance de la sûreté en France. A la suite des exemples américain et britannique où on commence d'ailleurs à s'interroger sur les pires conséquences envisageables d'un accident de réacteur, la fin de la décennie cinquante voit la création en France d'une structure chargée d'examiner la sûreté des installations atomiques au sein du CEA et présidée par le Haut-commissaire, la Commission de sûreté des installations atomiques (CSIA).

La deuxième partie relate principalement les activités de la Commission de Sûreté du CEA au cours des années soixante. Comme lors de séances d'un tribunal, on assiste à l'examen de la sûreté des piles du CEA où différents points de vue s'affrontent au sein-même du Commissariat (chapitre 4) : point de vue des exploitants des piles de puissance, point de vue de la sous-commission de sûreté des piles et de son noyau d'ingénieurs dont la sûreté est devenue la tâche exclusive, point de vue des constructeurs, des métallurgistes etc. La division des tâches se traduit également par le lancement d'études et de recherches consacrées à la seule sûreté, dont l'enjeu affiché est, tout en faisant progresser la sûreté, de rendre cette nouvelle forme d'énergie compétitive, grâce à une meilleure compréhension des phénomènes physiques en jeu, en autorisant notamment une réduction des marges de sécurité prises initialement alors que ces phénomènes étaient mal connus (chapitre 5). Seul organisme expert au cours de

cette période, la Commission de sûreté du CEA est amenée à juger la sûreté des installations atomiques d'autres institutions, et en particulier d'EDF qui fait ses premiers pas dans l'énergie atomique. Malgré un premier décret en décembre 1963 qui instaure une autorité chargée de suivre une procédure visant à réglementer les créations des installations nucléaires, la CSIA reste l'expert de la sûreté (chapitre 6). Le chapitre 7 termine cette seconde partie en montrant un début d'affirmation d'une position française en matière de sûreté nucléaire, distincte de celle des Etats-Unis et de l'Angleterre, en particulier sur la question des accidents graves qui doivent être envisagés en matière de sûreté et sur la sélection des sites susceptibles de recevoir des installations atomiques.

La troisième période (1967-1979) s'ouvre avec l'épisode de la « guerre des filières » ayant opposé le CEA, défenseur de la filière à Uranium Naturel Graphite Gaz (UNGG), et Electricité de France, de plus en plus attirée par la filière PWR (Pressurized Water Reactor) développée aux Etats-Unis. La victoire d'EDF aura d'importantes conséquences, en particulier pour la sûreté : outre le changement de technique et les modalités du transfert de technologie (chapitre 9), ce sont des pans entiers du CEA qui se retrouvent sans activité et une partie d'entre ces éminents techniciens va désormais se consacrer exclusivement à la sûreté. Cette période voit l'émergence, selon un schéma conçu par les plus hautes autorités du CEA, du « tripode de la sûreté » qui caractérise la structure du contrôle de la sûreté nucléaire en France : d'un côté l'industriel qui exploite une installation, de l'autre l'autorité administrative, et enfin un organisme d'expertise (chapitre 8). En effet, à partir de 1973, c'est le service des Mines qui est chargé d'organiser pour le compte des pouvoirs publics le contrôle de la sûreté nucléaire grâce à un Service Central de la Sûreté des Installations Nucléaires, au Ministère chargé de l'industrie. 1976 voit la naissance d'un Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, au sein du CEA, chargé de l'expertise à la fois des questions de protection (question à caractère plus médical) et de la sûreté (plus du ressort des ingénieurs). Avec l'importation de la technologie PWR par EDF, le CEA mais aussi les pouvoirs publics doivent se mettre à « l'heure américaine », car ce sont également les règles et pratiques de sûreté qu'il s'agit d'adapter au contexte industriel et administratif français. Le chapitre 10 retrace quant à lui l'un des bouleversements conceptuels en matière de sûreté et des conflits qu'il a suscités, autour de ce que l'on a appelé « l'approche probabiliste » de la sûreté. Le chapitre 11 relate l'évolution des études de sûreté au cours des années soixante-dix. Pour les réacteurs à eau pressurisée les débats tournent autour de la vraisemblance de différents scénarios accidentels considérés jusque-là comme peu probables : la fusion du cœur ou la rupture de la cuve. Les études de sûreté pour les réacteurs à neutrons rapides sont d'autant plus cruciales pour les hommes du CEA qu'ils ne désespèrent pas que cette filière constituera l'un des axes d'avenir de l'énergie nucléaire en France et dans le monde.

L'accident de la centrale nucléaire de Three Mile Island en mars 1979 aux Etats-Unis ouvre une période de remise en cause. Le chapitre 12 s'attache tout d'abord à rappeler le contexte industriel et psychologique des milieux nucléaires français à la veille de l'accident : alors que des séries de tranches nucléaires sont sur le point de démarrer en rafale, que le programme d'équipement nucléaire est présenté par les plus hautes autorités gouvernementales comme une question vitale pour la nation, des discussions vives opposent les partenaires à propos du coût des mesures de sûreté dont une partie

des protagonistes envisagent le renforcement alors que d'autres estiment que celles-ci sont amplement suffisantes eu égard aux efforts consentis dans d'autres activités industrielles. La première moitié des années soixante dix est également marquée par l'apparition en France de la contestation antinucléaire qui se cristallise autour de la sélection des sites devant accueillir les différentes tranches du programme. Nous montrons comment les diverses parties s'affrontent autour de ces questions, le jeu du pouvoir gouvernemental qui découvre l'opposition larvée d'une partie des administrations locales aux volontés d'EDF, la mise en place de critères de sélection des sites par les experts et leur opposition discrète mais résolue au choix de certains d'entre eux. Ces conflits étant plus ou moins achevés à la fin de la décennie, le ciel semble se découvrir pour un développement plus serein de l'énergie nucléaire : confortés par les prévisions probabilistes, les promoteurs peuvent avoir le sentiment que le risque d'accident est maîtrisé, quand se produit l'accident de Three Mile Island. L'improbable est survenu, provoquant en interne une profonde remise en cause des pratiques de l'industrie nucléaire et la prise en compte de certains accidents graves considérés jusque-là comme hypothétiques, mais aussi une réévaluation du rôle dévolu à l'homme dans la conduite d'installations techniques complexes (chapitre 13). Le chapitre 14 s'attache à montrer les enseignements tirés des premières années de fonctionnement du parc électronucléaire français, ce «retour d'expérience» d'exploitation, principale leçon tirée de l'accident américain. C'est l'occasion d'analyser à la lumière des incidents qui se produisent comment fonctionne le système de contrôle de la sûreté nucléaire, c'est-à-dire les questions techniques autour desquelles se révèlent les pouvoirs de chacun des trois acteurs, tous plus ou moins dépendants du ministère de l'industrie.

La dernière période est à nouveau introduite par un accident, celui de Tchernobyl en avril 1986 (chapitre 15). Si les leçons tirées pour le parc électronucléaire français semblent de prime abord moins importantes qu'après Three Mile Island, les années qui suivent l'accident en Ukraine ouvrent une ère où les relations deviennent plus tendues entre l'exploitant EDF et l'autorité administrative chargée du contrôle de la sûreté. Un certain nombre de difficiles questions techniques affectent l'ensemble du parc alors que l'opinion s'interroge fortement sur les risques du nucléaire (chapitres 16 et 18). C'est dans ce contexte que nous accordons une parenthèse à la contre-expertise commanditée par le Conseil régional du Haut-Rhin. Son rôle ne sera pas décisif mais elle permet d'illustrer, à travers les idées émises par les contre-experts, le déplacement du consensus entre experts dans le sens d'un approfondissement de la prise en compte des «accidents graves» pouvant conduire à la fusion du cœur (chapitre 17). La question du contrôle des citoyens sur des activités techniques complexes est posée avec une acuité nouvelle. Le dernier chapitre (chapitre 19) montre le renforcement du pouvoir administratif de contrôle sur les activités nucléaires, dans un contexte d'internationalisation croissante des questions de sûreté. C'est l'aptitude d'un service de l'Etat à contrôler au nom du public des industries à risque qui est mise en doute, dans un contexte où l'Etat plus généralement apparaît discrédité aux yeux de cette opinion, mais aussi le rôle dévolu aux experts comme détenteurs exclusifs d'un savoir et la neutralité de leur position.

Les sources

Sur le plan «théorique», le débat sur la sûreté entre spécialistes de l'énergie atomique se déroule, comme c'est le cas de nombreux débats techniques, dans les revues spécialisées. C'est pourquoi les principales sources imprimées utilisées sont les revues à caractère scientifique et technique, dont les articles sont écrits par les acteurs mêmes de la sûreté de l'énergie nucléaire. Grâce à ces revues, l'historien peut retracer l'évolution des questionnements au fil du temps. Ont en particulier été dépouillées de façon systématique les revues suivantes : *Energie Nucléaire*, *Revue Générale de l'Electricité*, *Atompraxis*, *Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques du CEA*, *Revue Générale Nucléaire*, *Nuclear Safety*, *Bulletin of the Atomic Scientists*, *Annales des Mines*, *Bulletin sur la Sûreté des Installations nucléaires*, *Contrôle*, *Radioprotection*, *Nucleonics*. L'étude n'étant pas centrée sur la perception du risque de l'énergie nucléaire par l'opinion publique, les articles publiés dans la grande presse n'ont pas été analysés dans le détail. Nous avons cependant consulté de façon exhaustive la principale revue à vocation d'information scientifique française, *Atomes*, et la revue *La Recherche* qui lui a succédé en 1970.

En dehors des revues spécialisées qui tendent parfois à présenter la «version officielle» du sérail nucléaire, les actes des congrès internationaux fournissent une source d'information irremplaçable car c'est dans le cadre de ces grandes conférences qu'apparaissent clairement les controverses ou les différences de points de vue entre experts des différents pays, à travers les communications des intervenants ou lors des discussions aux tables rondes qui suivent chaque session spécialisée. Pour la période clé du lancement de l'énergie nucléaire, citons en particulier les conférences des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique tenues à Genève en 1955, 1958, 1964 et 1971, et les trois premières conférences de l'Agence Internationale de Energie Atomique consacrées à la sûreté en 1962, 1967 et 1973.

Les rapports d'activités du CEA, de l'IPSN, ont également été consultés mais ils sont trop succincts pour fournir des informations autres que la nature des sujets étudiés à telle époque donnée. Par contre à partir des années 90, les premiers rapports d'activité rendus publics par le SCSIN puis par la DSIN contiennent des informations commentées, de même que le rapport annuel de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire d'EDF à partir de 1988. Les collections complètes des Rapports d'Activité de l'USAEC puis de la NRC américaines, comme celles de la UKAEA ont été consultées systématiquement au centre de documentation du CEA à Fontenay-aux-Roses.

Au-delà des débats théoriques sur la sûreté, seules les archives permettent d'appréhender la manière dont les décisions ont été prises, les choix de sûreté qui ont été effectués sur la base des connaissances disponibles. L'historien est ici confronté à un problème plus délicat à gérer puisque ces archives présentent différents niveaux de confidentialité.

Les archives du CEA conservées à Fontenay-aux-Roses ont constitué la principale

source d'information pour les années allant jusqu'en 1982. Le fait que le même organisme, le CEA, ait géré à la fois les aspects civil et militaire de l'énergie atomique pose d'évidentes limites à la consultation des archives. Une autre limitation réelle est sans doute triviale : jusqu'à tout récemment la plupart des fonds n'étaient pas classés, les premiers inventaires datant de 1997. Les archives du CEA ont été privilégiées car les concepts de base, tant techniques qu'en matière d'organisation, ont été émis puis mis en œuvre au Commissariat. Le fonds du Haut-Commissaire (HC) a été la principale source, en particulier les boîtes contenant les procès verbaux des séances de la Commission de Sûreté des Installations Atomiques entre 1960 et 1970. Les fonds de la Direction des Relations Internationales (DRI) et de la Division d'Etude et de Développement des Réacteurs (DEDR) ont été exploités pour ce qui concerne les relations avec les Etats-Unis en particulier pour la sûreté des réacteurs à neutrons rapides.

Les archives de l'IPSN, l'organisme d'expertise, occupent quant à elles des kilomètres linéaires en sous-sol du Département d'Evaluation de Sûreté (DES) au CEA de Fontenay-aux-Roses. Elles comportent aussi bien les rapports des experts, les études effectuées par les différents services, les courriers internes à l'IPSN, les avis remis aux autorités de sûreté, ou encore des documents techniques des exploitants. Cette source primordiale, découverte tardivement n'a malheureusement pas pu être exploitée comme il se devrait. Le caractère non public de ces archives explique leur mise au jour tardive mais aussi les difficultés d'exploitation : les courriers, les avis, les rapports d'experts des différents départements de l'organisme d'expert en charge de l'évaluation de la sûreté (DSN, DAS puis DES) ne sont pas publics. De nombreux documents sont en possession de l'IPSN en vue d'analyse, sous couvert de l'administration, mais ils appartiennent à l'industriel et ressortissent du secret industriel et commercial. Par ailleurs, comme nous le verrons au cours de l'étude, le choix des responsables de l'autorité administrative a toujours été de ne pas rendre publics les documents de travail et les rapports de ses experts pour ne pas limiter leur expression, considérant que la publicité qui serait faite à leurs avis conduirait à les brider, notamment dans leurs critiques à l'égard des industriels. Une loi sur la consultation des documents officiels est en attente. Par ailleurs le régime des archives en France dispose que la plupart des documents administratifs ne sont communicables qu'avec un délai de trente ans, de soixante ans pour ceux concernant des informations intéressant la sûreté de l'Etat ou la défense nationale ou mettant en cause des négociations financières, monétaires et commerciales avec l'étranger.

Ainsi, seule la petite fraction des rapports reprenant les interventions tenues dans le cadre de séminaires internationaux est en «diffusion libre». L'essentiel est soit en «diffusion restreinte», soit en «diffusion limitée» aux personnes ayant à en connaître, soit classé «confidentiel» ou «confidentiel CEA». La grande majorité des rapports n'est donc pas consultable sans autorisation des autorités qui en sont propriétaires (la DSIN). Une autorisation de la DSIN a cependant permis de consulter en particulier certains documents du Groupe Permanent Réacteurs : quelques avis émis par ce groupe d'experts nous ont été rendus accessibles, ainsi que les documents préparatoires émis par l'IPSN.

Pour les années à partir de 1982, les archives du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires (CSSIN) ont fourni une riche source documentaire. Elles sont

constituées avant tout des procès verbaux des réunions du conseil et des documents de travail élaborés par le SCSIN qui en assure le secrétariat. Elles permettent de distinguer les questions importantes soulevées par les différents acteurs au fil du temps, le positionnement de chacun (syndicats, dirigeants des différents organismes du complexe nucléaire, environnementalistes).

L'histoire contemporaine nécessite une histoire orale c'est pourquoi des entretiens ont été réalisés pour compléter les sources écrites. La bonne volonté de la plupart des acteurs rencontrés de témoigner est à souligner. 26 entretiens ont été enregistrés et retranscrits; les transcriptions sont déposées au centre de documentation de l'Institut des Sciences de l'Homme à Lyon et les normes de confidentialité, précisées dans le dépôt, ont été respectées. Le corpus des gens interrogés recouvre essentiellement des ingénieurs, du CEA, d'EDF et de l'administration, chargés de la sûreté. En majorité, ils ont occupé de hautes responsabilités qui les ont amenés à prendre des décisions influant sur le développement de la sûreté, en particulier pendant la période «glorieuse», celle du lancement du programme PWR d'EDF. Quelques témoignages ont en outre été recueillis pour s'imprégner du «vécu» de l'exploitation, du quotidien du fonctionnement des installations, mais aussi de l'expertise. Les entretiens permettent de découvrir la réalité du fonctionnement derrière les structures théoriques, écrites ou prescrites, aspect majeur pour tout récit historique, mais qui l'est d'autant plus pour l'approche de l'énergie nucléaire en France, où les textes législatifs ou réglementaires sont par exemple peu nombreux : derrière cette minceur apparente des pouvoirs de contrôle, les pratiques de fait s'avèrent plus complexes, et seuls les témoignages vécus ont pu rendre palpable cette réalité.

La sûreté nucléaire a une histoire. Les principes, les moyens techniques mis en œuvre, les structures de contrôle sont une construction qui s'est élaborée au fil du temps en fonction d'exigences internes au monde technique, mais toujours sous la pression plus ou moins forte de l'environnement sociétal : ce sont ces évolutions que nous nous proposons de retracer.

PARTIE I : l'empirisme des débuts de l'énergie atomique (1939-1959)

chapitre 1. Les débuts : les savants et la sécurité (1932-1945)

1.1. La découverte de la radioactivité et de ses dangers

1.1.1. La découverte des rayons X et de la radioactivité ¹¹

La découverte des rayons X par Wilhelm Conrad Röntgen fin 1895 marque incontestablement une date clé pour l'histoire de l'énergie atomique, pour plusieurs raisons : d'une part, les propriétés physiques des rayons X sont immédiatement utilisées

¹¹ Ce résumé de la découverte de la radioactivité s'inspire en particulier de l'ouvrage de Pierre Radvanyi et Monique Bordry, *La Radioactivité artificielle et son histoire*, Seuil, Paris, 1984, et de l'article de Jean Teillac et Annie Chetioui, «Radioactivité», *Encyclopaedia Universalis*, 1998, pp. 448-454;

par le corps médical pour traiter certaines maladies; d'autre part, la découverte des rayons X initie une révolution dans la physique ouvrant la voie aux découvertes du début du XXe siècle sur la constitution de la matière.

Sur le plan de la physique, plusieurs déductions sont en effet tirées de la découverte des rayons X. Röntgen découvre que les rayons X ont le pouvoir de rendre un gaz conducteur de l'électricité, à travers un phénomène que J. J. Thomson explique comme étant dû à l'ionisation des atomes. Une seconde déduction des rayons X conduit à la découverte de la radioactivité. On avait observé que la production des rayons X par l'impact des rayons cathodiques sur les parois de verre du tube à décharge était accompagnée de la fluorescence du verre. Plusieurs scientifiques examinèrent alors différents matériaux susceptibles de donner naissance à la fluorescence pour voir s'ils émettaient également des rayonnements pénétrants. L'un de ces scientifiques était Henri Becquerel qui s'intéressait aux sels d'uranium. En mars 1896, il découvre que ces sels émettent des rayonnements qui, comme les rayons X, impressionnent la plaque photographique à travers un papier noir. Becquerel pense d'abord que cette propriété est une conséquence de la fluorescence induite par le soleil sur les cristaux, avant de conclure que l'émission du rayonnement est une propriété intrinsèque de l'uranium; il baptise ces rayonnements particuliers «rayons uraniques». C'est ainsi que quelques mois après la découverte des rayons X par Röntgen, Henri Becquerel met en évidence ce que Marie Curie qualifiera deux ans plus tard de radioactivité. Marie Curie, sur les conseils de Pierre Curie, reprend en effet les expériences de Becquerel mais de façon plus quantitative en se référant à l'ionisation produite dans l'air par ces rayonnements. Elle montre ainsi que d'autres corps, comme le thorium, émettent aussi naturellement des rayonnements. En Juillet 1898, avec Pierre Curie, elle annonce la présence d'un nouvel élément, le polonium, puis, en décembre 1898, l'existence du radium, ce dernier étant des millions de fois plus actif que l'uranium. De très nombreuses expériences sont entreprises par les scientifiques pour découvrir de nouveaux éléments et déterminer les lois de la radioactivité. Ainsi, Ernest Rutherford, s'intéressant à l'ionisation produite par l'uranium, découvre en 1899 que les rayonnements émis sont de deux sortes : les rayons α et les rayons β . Rutherford et le chimiste d'Oxford Frederick Soddy expliquent ainsi en 1900 que le phénomène de radioactivité consiste en ce que chaque seconde, une certaine fraction des atomes d'un matériau radioactif se transforme spontanément en atomes d'une autre sorte, en émettant une particule. Cette même année, Paul Villard met en évidence un troisième rayonnement des matériaux radioactifs, les rayons gammas (γ).¹²

Mais rapidement, les scientifiques constatent que ces rayonnements ionisants émis par radioactivité produisent des effets sur l'homme, nocifs mais aussi curatifs : Henri Becquerel, peu de temps après sa découverte s'aperçoit qu'un tube de matière radioactive, gardé dans la poche de sa veste, a provoqué un érythème sur sa peau, comparable à celui d'un coup de soleil. En 1901, Pierre Curie observe également les effets de brûlure des rayonnements en plaçant une source de radium pendant plusieurs heures sur son propre bras. Quelques mois plus tard, il entre en contact avec des médecins dermatologues de l'hôpital Saint-Louis à Paris qui utiliseront les effets des

¹² Frédéric Joliot et Irène Curie mettront en évidence la radioactivité artificielle en 1934, c'est-à-dire la possibilité pour certains éléments d'être rendus radioactifs artificiellement : ils se désintègrent alors par émission d'un électron positif.

rayonnements dans un but thérapeutique pour traiter certaines affections cutanées.

1.1.2. Les dangers des rayonnements ionisants et les premières recommandations sur les doses

Très tôt en effet, l'action des rayonnements ionisants a été étudiée par les médecins. On s'aperçut que les radiations ionisantes pouvaient être utilisées pour traiter les cancers, ce qui allait conduire au développement d'une nouvelle discipline médicale, la radiothérapie. Quelques mois après la découverte des rayons X par Röntgen, ceux-ci étaient utilisés pour effectuer des examens radiologiques, mais pas toujours avec beaucoup de discernement. Car s'ils avaient des vertus curatives, les rayonnements présentaient également des dangers. Les premiers accidents cutanés furent observés quelques mois plus tard : on constata que l'exposition aux radiations pouvait provoquer de sérieux problèmes de santé allant de l'irritation cutanée à la perte des cheveux, à la stérilité et jusqu'au cancer. Sept ans après la découverte des rayons X, le premier cancer radioinduit était décrit par les médecins. Il fut suivi de nombreux autres chez les pionniers de la radiologie, médecins et physiciens : Marie Curie sera plus tard victime de ses manipulations sans précaution du radium. Devant ces accidents se fit jour la nécessité d'élaborer des règles de protection contre les rayonnements, donnant naissance à une discipline à cheval sur la médecine et la physique : la radioprotection. Une Commission Internationale de Protection contre les rayons X et le radium est créée en 1928 lors du deuxième congrès international de radiologie¹³ à Stockholm. Le but de la Commission est d'établir des recommandations destinées aux radiobiologistes et aux techniciens pour leur permettre de travailler dans de meilleures conditions de sécurité. La commission est composée à l'origine de cinq membres, un Anglais, un Allemand, un Suédois et un Américain, sous la présidence d'un Anglais, le docteur G. W. C. Kaye du laboratoire national de physique de Teddington. Quatre sont des physiciens et un est radiologiste. Les premières recommandations sont publiées en 1929.¹⁴ Lors du congrès de Stockholm, une commission sur les unités de radiologie est également instituée qui adopte le roentgen comme dose d'exposition aux radiations.

Entre 1928 et 1950, le concept à la base des normes de radioprotection est celui de la «dose de tolérance» qui suppose un seuil d'exposition aux radiations en dessous duquel aucun effet dommageable ne se produit. Une unique «dose de tolérance» pour les radiations externes, X et gamma, a été fixée à un centième de la dose de l'érythème cutané, la dose «coup de soleil» provoquant le rougeoiement de la peau. Cette dose externe pour les rayons X et gamma sera progressivement diminuée, passant de 1 roentgen par semaine en 1934 (0.2 roentgen par jour de travail), à 0.5 en 1936 puis 0.3 en 1950. Une autre recommandation fixant la tolérance pour la quantité de radium déposée en interne dans le corps ne sera pas modifiée.

¹³ Le premier congrès international de radiologie s'est tenu à Londres en 1925.

¹⁴ Cf. Sievert, Rolf M., «The Work of the International Commission on Radiological Protection», Communication P/2263, Actes de la seconde conférence des Nations Unies sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique, Genève, 1958, Nations Unies, N.Y., Vol. 9, P/2263, pp. 3-7.

La commission internationale de protection contre les rayons X et le radium sera transformée lors du sixième congrès international de radiologie de Londres en 1950 en une Commission Internationale sur la Protection Radiologique (ICRP).¹⁵ Bien que n'ayant aucune valeur légale, les recommandations de la commission feront autorité dans la communauté scientifique internationale car elles reflètent l'avis d'experts reconnus de la radioprotection.

Jusqu'à la deuxième guerre mondiale, les limites de dose établies par la commission s'appliquaient seulement aux personnes exerçant une activité professionnelle les mettant au contact des rayonnements. Après Hiroshima et son grand nombre d'irradiés, avec l'augmentation du nombre de travailleurs au contact des matières radioactives et les progrès en génétique aidant, la question de la protection contre les rayonnements quittera le terrain de la petite communauté médicale pour devenir une question de santé touchant l'ensemble du public. Ceci aura deux conséquences en matière de recommandation : d'une part l'abandon du concept de dose admissible pour celui de «dose maximum admissible», c'est-à-dire le rejet de l'idée selon laquelle les radiations sont inoffensives en-dessous d'un certain seuil et la prise en compte des effets possibles cumulés sur toute une vie; en second lieu, la commission établira une limite de dose pour la population en général, fixée à un dixième de la dose pour les travailleurs.

Les dangers des rayonnements ionisants, des matières radioactives naturelles ou artificielles, sont connus, des recommandations en matière de dose sont définies par les médecins avant que physiciens et ingénieurs n'entrevoient la possibilité de fabriquer des centrales ou des bombes. De ce point de vue, l'histoire de l'énergie atomique a cela de particulier que pour la première fois peut-être dans l'histoire des techniques, la nature du danger que mettra en œuvre la technique atomique, la radioactivité, est reconnue dès le départ. Les scientifiques et ingénieurs qui travailleront au développement de cette nouvelle énergie, après les découvertes de la physique des années trente et du début des années quarante, seront prévenus du danger ultime que leurs réalisations mettront en branle. A eux incombera la maîtrise technique de grands équipements à risque.

1.2. Arrière-plan : la physique des années 30¹⁶

La physique des années trente est marquée par une forte émulation entre les équipes de scientifiques de différents pays, où les découvertes se succèdent, pressenties par les uns, annoncées par les autres, devançant d'autres encore de quelques jours, ou tirant les conclusions de précédentes publications. Parmi d'autres, la découverte du neutron par Chadwick en 1932 ou celle de la radioactivité artificielle par Frédéric Joliot et Irène Curie

¹⁵ Sous la présidence de Sir Ernest Rock Carling, la commission comprend des scientifiques provenant de Grande-Bretagne, des Etats-Unis, du Canada, de France, de Suède et d'Allemagne.

¹⁶ Le rappel qui suit sur l'histoire de la physique du début du 20ème siècle ne prétend ni à l'originalité ni à l'exhaustivité mais entend apporter quelques bases nécessaires à la compréhension du récit qui suit sur le développement de l'énergie atomique sous l'aspect particulier de la sécurité.

en 1934 sont symptomatiques de cette période particulièrement riche jusqu'à la découverte majeure de la fission.

1.2.1. Le neutron, la radioactivité artificielle

C'est après avoir lu le compte rendu d'une expérience menée par le couple Joliot-Curie que James Chadwick, ancien assistant de Rutherford travaillant au laboratoire Cavendish de Cambridge, conclue que ces derniers ont mis en évidence, sans s'en rendre compte, une particule qu'il recherchait depuis près de dix ans. James Chadwick annonce la découverte de cette nouvelle particule, le neutron, dans une lettre adressée au journal *Nature* le 17 février 1932. Quelques mois plus tard, en janvier 1934, Joliot et Irène Curie sont en mesure d'annoncer dans une note aux Comptes rendus de l'Académie des sciences la découverte de la radioactivité artificielle. Ayant soumis certains éléments légers comme l'aluminium à un rayonnement alpha, ils ont découvert que ces éléments devenaient à leur tour radioactifs et qu'ils émettaient des électrons positifs : il était donc possible de former artificiellement des atomes radioactifs inconnus dans la nature.

Rapidement informé de la nouvelle de la découverte de radioactivité artificielle, le physicien italien Enrico Fermi est le premier à utiliser les neutrons pour bombarder différentes substances et observer la transmutation des atomes. Bombardant l'uranium, il découvre non seulement un mais plusieurs éléments nouveaux qui se comportent de façon étrange, qu'il baptise «transuraniens». Par ailleurs, au cours de ses expériences sur les neutrons, Fermi établit à l'automne 1934 que les neutrons, une fois ralentis par les chocs sur des substances hydrogénées, sont beaucoup plus efficaces pour la transmutation des atomes. Les neutrons rapides, eux, interagissent indifféremment avec tous les éléments : on sait aujourd'hui que dans certains cas le neutron a une chance de s'ajouter au noyau, dans d'autres il induit l'émission d'une particule, dans de nombreux autres cas le neutron perd simplement son énergie et laisse derrière lui le noyau dans un état excité. Si on utilise des neutrons lents, dans la plupart des cas, la réaction qui se produit est la capture du neutron : celui-ci est ajouté au noyau et l'énergie supplémentaire est évacuée par un rayon gamma. Et suivant la nature du noyau, cette réaction peut se produire même si le neutron est à une grande distance, du fait de la nature ondulatoire de la matière, et l'effet est d'autant plus important que la vitesse des neutrons est faible.

1.2.2. La fission

Du côté du Kaiser Wilhelm Institut de Berlin, les savants Otto Hahn et Lise Meitner, rejoints par Fritz Strassmann, irradient eux aussi l'uranium et obtiennent à la fin des années trente une classification de ce qu'ils supposent être des isotopes de l'uranium. Selon une expression du physicien Edward Teller, «la fission était sous le nez» des physiciens depuis plusieurs années. Comme le raconte Spencer Weart¹⁷, Irène Curie et son assistant Pavel Savitch n'étaient pas passés loin de la découverte en 1937. Ayant tenté d'isoler les différents isotopes dans le mélange radioactif produit par l'irradiation de l'uranium, ils avaient obtenu un élément étrange que leurs collègues de Berlin n'avaient pas identifié, de période radioactive de trois heures et demie, ressemblant au lanthane.

¹⁷ Spencer Weart, *La grande aventure des atomistes français*, Fayard, 1980, pp. 94-97.

Déconcertés par leurs résultats, les savants français n'osèrent pas conclure. Reprenant les expériences, Hahn et Strassmann aboutissent eux aussi à des résultats qu'ils n'osent pas interpréter, tant le saut conceptuel remet en cause toute l'expérience de la physique nucléaire : le noyau s'est-il brisé en deux ? Ils publient néanmoins leurs résultats dans *Die Naturwissenschaften* du 6 janvier 1939. Dans les jours qui suivent, la preuve est finalement apportée par Lise Meitner et Otto Frisch que le noyau d'uranium a bel et bien éclaté sous l'impact d'un neutron.

Fermi non plus n'était pas passé loin de la découverte de la fission avec ses éléments transuraniens. Une chimiste allemande, Ida Noddack lui avait écrit pour suggérer une interprétation de son expérience comme étant la fission des noyaux d'uranium, mais des calculs basés sur des données erronées avaient amené Fermi à rejeter cette hypothèse.

1.2.3. La réaction en chaîne

C'est donc au début de l'année 1939 que les Allemands annoncent la fission. Mais selon Weart, c'est véritablement entre l'équipe du Collège de France, composée de Hans von Halban, Lew Kowarski et de leur chef Frédéric Joliot d'une part, et celle de l'université Columbia de New York derrière Fermi et Szilard d'autre part, que la compétition s'engage pour mener des expériences en vue de l'exploitation de l'énergie colossale issue de la fission : à quelques semaines d'intervalles, indépendamment les uns des autres, on s'attaque à la résolution de problèmes identiques, et la première question qui surgit est celle de savoir si au cours du processus de fission de nouveaux neutrons sont produits, ce qui ouvrirait la possibilité d'une réaction en chaîne.

Les expériences menées par les deux équipes aboutissent à la conclusion, au printemps 1939, que des neutrons additionnels sont effectivement libérés. Une réaction en chaîne est donc envisageable : si la fission du noyau d'uranium sous l'impact d'un neutron s'accompagne de la production de plusieurs neutrons, ceux-ci peuvent à leur tour provoquer la fission d'autres noyaux et la libération d'autres neutrons et ainsi de suite, suivant le mécanisme de la réaction en chaîne. Leo Szilard, ancien collaborateur d'Einstein à Berlin, avait déjà suggéré le mécanisme de la réaction en chaîne en 1934 et de la production d'énergie lors d'un mécanisme de désintégration des atomes. Il avait même déposé un brevet secret ¹⁸ dans lequel il imaginait les principes de ce qui allait devenir l'énergie atomique. Réfugié aux Etats-Unis, il allait être sous la direction de Fermi l'un des grands artisans de la course à l'utilisation des propriétés de la fission.

L'équipe française fournit l'étape suivante en chiffrant le nombre de neutrons provoqués par la fission, aboutissant au chiffre de 3,5 neutrons par fission (la valeur réelle est plus proche de 2,5). Les savants français envoient leur résultat à la revue *Nature* qui le publie le 22 avril. Cette publication va convaincre de nombreux savants de la possibilité de la réaction en chaîne, contrôlée ou explosive, et précipiter des programmes de recherche sur l'énergie et l'armement nucléaire dans de nombreux pays. Il est dès lors clair pour tous les scientifiques que deux applications découlent directement du principe de la fission et de sa libération colossale d'énergie, soit de façon contrôlée à des fins

¹⁸ British patent no. 630726, application first filed June 28, 1934, specification accepted Mr. 30, 1936, finally published Sept. 28, 1949.

énergétiques, soit de façon non contrôlée à des fins destructrices.

1.3. Les brevets Joliot

Avec la collaboration de Francis Perrin qui apporte au groupe de Joliot la notion de « valeur critique » de la masse d'uranium nécessaire pour l'entretien de la réaction en chaîne, l'équipe décide de déposer ses idées sous forme d'une série de brevets d'invention, au nom de la Caisse nationale de la recherche scientifique au début du mois de mai 1939. Comme en témoigne Halban cité par Weart, un problème les « préoccupait beaucoup », à savoir comment empêcher tout le dispositif d'exploser. Le premier brevet ¹⁹, demandé le 1^{er} mai 1939, est intitulé « Dispositif de production d'énergie ». Il montre la préoccupation de ses auteurs à trouver un moyen de contrôler la réaction en chaîne. L'une des premières idées en matière de sécurité consiste à utiliser des moyens intrinsèques de contrôle, c'est-à-dire basés sur les propriétés physiques de la matière, en particulier le fait que l'augmentation de température peut être un frein au développement de la réaction en chaîne : « On sait que l'absorption d'un neutron par un noyau d'uranium peut provoquer la rupture de ce dernier avec dégagement d'énergie et émission de nouveaux neutrons en nombre en moyenne supérieur à l'unité. Parmi les neutrons ainsi émis, un certain nombre peuvent à leur tour provoquer - sur des noyaux d'uranium - de nouvelles ruptures, et les ruptures de noyaux d'uranium pourront ainsi aller en croissant suivant une progression géométrique, avec dégagement de quantités extrêmement considérables d'énergie. On s'est rendu compte, conformément à la présente invention, que si l'on parvenait à provoquer une telle réaction au sein d'une masse limitée d'uranium (ou de composé d'uranium ou d'un mélange contenant de l'uranium), on pourrait extraire de cette masse et utiliser à des fins industrielles l'énergie ainsi développée par les chaînes de ruptures successives. Mais on se heurte immédiatement à une difficulté primordiale : ces chaînes pouvant se ramifier d'une manière illimitée, la réaction peut devenir explosive, ce qui restreindrait considérablement les possibilités d'utilisation de la masse d'uranium en question comme source maniable d'énergie industrielle. On a donc cherché à maîtriser le dégagement d'énergie en l'empêchant de devenir explosif, et l'on a eu l'idée à cet effet : 1° Tout d'abord de réduire la vitesse de tout ou partie des neutrons libérés, de telle sorte qu'ils deviennent des neutrons lents, approximativement en équilibre thermique avec le milieu. Cette réduction de vitesse donne déjà un moyen de stabilisation par le fait que la probabilité qu'a un neutron de quitter le dispositif avant d'être absorbé augmente avec la température. Elle permet d'autre part de réaliser des conditions dans lesquelles l'élévation de température amène rapidement un changement des concentrations ou des répartitions des constituants du dispositif, arrêtant ainsi le développement des chaînes; 2° Ensuite, d'introduire dans le dispositif un ou plusieurs éléments - à l'état de corps simples ou de combinaisons chimiques - susceptibles d'absorber les neutrons ralentis en proportion d'autant plus forte par rapport à l'absorption par l'uranium que la température est plus élevée. »

¹⁹ Brevet N° 976.541 du 1^{er} mai 1939.

Le texte du brevet se poursuit par la description des moyens à mettre en œuvre pour réaliser les deux idées mentionnées plus haut, la réduction des neutrons pouvant être obtenue par introduction d'éléments légers tels que l'hydrogène, le deutérium, le glucinium, le carbone ou l'oxygène, posant ainsi la définition de ce que l'on appelle communément le modérateur. Outre la température, et suivant une idée de Halban, l'équipe avait pensé utiliser un absorbant de neutrons que l'on pourrait insérer si la réaction devenait trop rapide, ce qui est traduit dans l'énoncé du brevet :

«Pour réaliser la diminution, lorsque la température s'élève, de la proportion des neutrons ralentis donnant des partitions d'atomes d'uranium, on introduit au sein de la masse d'uranium [...] un élément absorbant dont le coefficient d'absorption (ou la section efficace) devienne d'autant plus importante par rapport à celui (ou celle) de l'uranium que la température est plus élevée. Comme élément absorbant, remplissant ces conditions, on peut utiliser notamment le cadmium.»

Concluant ce paragraphe sur les grands principes physiques de base, les auteurs résument le fonctionnement d'un réacteur nucléaire :

«Désormais, le dispositif de production d'énergie nucléaire conforme à l'invention se trouve donc constitué par une masse d'uranium ou de composé d'uranium, contenant en son sein un élément de ralentissement des neutrons sous forme homogène ou non, et un élément absorbant, sous forme également homogène ou non, le tout pouvant être renfermé dans une enveloppe. Grâce à l'action combinée de ces deux éléments au sein de la masse [i.e. ralentisseur et absorbant], lorsque la réaction s'amorcera (c'est-à-dire lorsque l'absorption de neutrons par l'uranium commencera, avec dégagement d'énergie), la stabilisation de cette réaction s'effectuera automatiquement et sans qu'une explosion puisse se produire. Au fur et à mesure du dégagement d'énergie, cette dernière sera extraite pour des fins industrielles [...].»

Le brevet indique ensuite la définition de la masse critique - la masse minimum de matière fissile pour que puisse s'établir la réaction en chaîne - et les moyens de la réduire par ajout d'éléments en fer ou plomb autour de la masse d'uranium.

Ce premier brevet décrivant les principes de fonctionnement est suivi d'un deuxième brevet, déposé le lendemain 2 mai 1939. Il présente lui un «Procédé de stabilisation d'un dispositif producteur d'énergie»²⁰. L'enjeu du développement de l'énergie atomique dans ces premières années réside dans la possibilité de contrôler la production des neutrons dans le dispositif au cours de la réaction en chaîne afin qu'elle ne s'emballer pas au-delà des niveaux souhaités. On n'envisage plus seulement les propriétés intrinsèques de la matière pour stabiliser la réaction mais on ajoute un dispositif spécial de contrôle, en mettant à profit le fait que les chaînes mettent un certain temps à se développer : «Le procédé qui fait l'objet de la présente invention consiste essentiellement à laisser se développer les réactions en chaîne illimitées pendant le temps nécessaire pour obtenir un dégagement d'énergie suffisant, et à arrêter ce développement en agissant sur l'un ou plusieurs des facteurs dont la ou les valeurs primitives donnaient le caractère illimité aux chaînes. On rétablit les conditions du développement des chaînes illimitées que l'on interrompt de nouveau comme précédemment. La répétition de ces opérations,

²⁰ Brevet N° 976.542 du 2 mai 1939.

périodiquement ou non, permet d'obtenir un dégagement régulier, considérable, et maîtrisable.» Les auteurs proposent une série d'idées pour un tel dispositif : ils envisagent par exemple de «constituer la masse d'uranium de plusieurs éléments distincts que l'on rapproche et que l'on écarte les uns des autres momentanément et périodiquement de manière à réaliser pendant des durées limitées et déterminées les conditions du développement illimité des chaînes.» La masse d'uranium pourrait être constituée d'une partie fixe et une partie mobile manœuvrable par un moyen mécanique approprié. Ce pourrait être également l'enveloppe diffusante externe que l'on éloigne ou rapproche périodiquement de la masse d'uranium. Un autre procédé envisage d'insérer périodiquement dans la masse d'uranium un écran fait dans une matière susceptible d'absorber les neutrons. On pourrait également insuffler périodiquement un gaz à base d'hydrogène, de deutérium, de cadmium ou de mercure, ou encore soumettre la masse d'uranium à des vibrations appropriées.

A ce niveau les auteurs rajoutent une remarque qui est le fondement de la possibilité du contrôle de la réaction en chaîne, le fait que les neutrons produits par la fission, les neutrons secondaires, sont émis avec un certain délai. En effet, une fraction de ces neutrons secondaires ne sont pas émis instantanément mais avec des retards allant de quelques secondes à plusieurs dizaines de secondes, ce qui est capital pour limiter la croissance exponentielle de la réaction en chaîne et permet de contrôler la réaction de fission au sein du réacteur. Grâce à cette propriété de la nature, les appareils nécessaires au contrôle de la réaction en chaîne peuvent se contenter de temps de réponse de l'ordre de la fraction de seconde et non du dix-millième de seconde. Les auteurs indiquent à titre d'exemple que dans le cas d'un dispositif contenant un ralentisseur et dans lequel les chaînes se propagent par l'intermédiaire des neutrons lents, «le temps entre l'émission d'un neutron et son absorption est de l'ordre du dix millième de seconde. Si le dispositif est tel que le nombre de neutrons se multiplie en moyenne lors d'une ramification, de 1,007 seulement, il faut cent successions de ramifications pour doubler le nombre de neutrons présents. L'énergie dégagée par unité de temps augmente donc en doublant chaque 0,01 seconde. Si le dispositif est muni d'un écran mobile susceptible d'absorber les neutrons lents (ou rapides), et si cet écran pénètre brusquement dans le dispositif toutes les demi-secondes (à un centième de seconde près), on aura pendant la demi-seconde où l'écran est hors du dispositif le développement d'une chaîne ramifiée allant jusqu'au facteur multiplicatif 1018, puis cette chaîne sera coupée par l'introduction brusque de l'écran dans le dispositif.» Des appareils réagissant au centième de seconde semblent réalisables aux yeux des auteurs. De plus, ils proposent non seulement des moyens de contrôler que la réaction en chaîne ne s'emballe pas, mais aussi des dispositifs pour que la production d'énergie soit régulière. Pour cela, ils citent la possibilité de prévoir dans le dispositif ou à son voisinage une source de neutrons d'intensité réglable ou encore de prévoir des relais ralentissant progressivement le développement des chaînes grâce à une commande par des appareils thermométriques ou par des appareils sensibles aux rayonnements émis.

Si les deux premiers brevets s'attachent aux utilisations pacifiques de l'énergie atomique en insistant sur les moyens de maîtriser la réaction en chaîne, un troisième brevet, déposé le 4 mai, envisage des «Perfectionnements aux charges explosives»²¹. La progression géométrique de la réaction en chaîne pouvant devenir illimitée, la réaction

peut devenir explosive : «On a cherché conformément à la présente invention, à rendre pratiquement utilisable cette réaction explosive, non seulement pour des travaux de mine et pour des travaux publics, mais encore pour la constitution d'engins de guerre, et d'une manière générale dans tous les cas où une forte explosion est nécessaire.»

A partir d'une formule permettant de calculer la masse critique pour un volume sphérique, le brevet indique à titre d'exemple une masse critique de plusieurs dizaines de tonnes pour de l'oxyde d'uranium en poudre et de quelques tonnes pour de l'uranium métallique. Ces masses étant considérables, le brevet envisage différents moyens pour diminuer cette masse critique, en jouant sur la composition ou la configuration des matériaux utilisés. Différents mécanismes d'amorçage de l'engin sont proposés, par exemple le rapprochement de diverses parties de la masse préalablement séparée - ce qui sera réalisé à Los Alamos quatre ans plus tard - ou un démarrage de la réaction par compression de la structure de cette masse. Un certain nombre de procédés sont également décrits pour éviter une explosion prématurée. Comme pour les procédés des brevets précédents, les préoccupations à caractère technique, les soucis d'optimisation des réalisations sont omniprésents.

A partir de juillet 1939, les membres de l'équipe Joliot déménagent leurs activités au Laboratoire de synthèse atomique d'Ivry et dans une annexe de l'Institut du Radium à Arcueil. Après la déclaration de guerre en septembre 1939, Joliot, Halban et Kowarski multiplient les expériences et les calculs et au printemps 1940 ils déposent deux nouvelles demandes de brevet.

Les brevets de 1939 sont ainsi complétés le 30 avril et le 1^{er} mai 1940. Ils sont signés par Hans-Heinrich von Halban, Jean-Frédéric Joliot et Lew Kowarski, en l'absence de Francis Perrin, et portent tous deux sur des perfectionnements apportés aux dispositifs producteurs d'énergie.²¹ Le premier perfectionnement consiste à «enrichir la masse d'uranium en isotope 235», par diffusion thermique. Le second brevet porte sur la forme, les dimensions et la disposition des «éléments de ralentissement», le modérateur : «On s'est rendu compte [...] que le développement de ruptures et par suite le dégagement d'énergie qui en résulte se trouvaient favorisés si l'on agençait et si l'on disposait de manière appropriée au sein de la masse uranifère le ou les éléments de ralentissement». Cette idée de Kowarski consiste à concevoir les dimensions du modérateur de manière à maintenir les neutrons à l'écart de l'uranium pendant qu'ils ralentissent, ce qui conduit à imaginer des blocs de modérateur pur à l'intérieur d'une masse d'oxyde d'uranium. Ces perfectionnements marquent les progrès effectués au cours du second semestre de 1939 en France, alors qu'on aboutit aux mêmes conclusions aux Etats-Unis.

1.4. La réaction en chaîne : une question scientifique et technique

1.4.1. La pile de Chicago

²¹ Brevet N° 971.324 du 4 mai 1939.

²² Brevets N° 971.384 du 30 avril 1940 et N°971.386 du 1^{er} mai 1940.

En effet, à l'été 1939, Bohr et Wheeler, à Princeton, avaient montré dans un article théorique que seul l'isotope rare de l'uranium (^{235}U) est fissile; l'autre, ^{238}U , qui représente 99,3% de la masse de l'uranium naturel, se contente d'absorber les neutrons sans éclater. Fermi de son côté, réalisait qu'un mélange homogène d'uranium et d'eau avait peu de chance de permettre la réalisation d'un système critique, qu'il serait au contraire bien plus facile d'obtenir à partir d'un dispositif hétérogène séparant l'uranium et le modérateur. En compagnie de Wigner, Fermi allait mettre sur pied une théorie élaborée pour l'analyse de la distribution des neutrons dans un tel système hétérogène. Fermi montrait également que la réaction en chaîne serait facilitée en utilisant un modérateur moins absorbeur de neutrons que l'hydrogène, à savoir le carbone.

Les principes régissant le fonctionnement d'une machine étaient réunis, il allait falloir les tester. Alors que les Français s'orientaient vers l'eau lourde comme ralentisseur plus efficace et que l'équipe de Joliot était dispersée par la guerre, l'équipe de Fermi la première allait réaliser une réaction en chaîne auto-entretenu. Le 2 décembre 1942, sous le stade de Chicago, la première «pile» atomique diverge. Ce premier réacteur est constitué par l'empilement de près de cinquante mille briques d'un graphite très pur, dont certaines sont creusées pour contenir des boules d'uranium oxyde ou métallique. La pile de Chicago mesure 7 mètres de haut. Elle comporte 350 tonnes d'uranium et 6 tonnes de métal. Le retrait d'une barre absorbante de cadmium produit une multiplication des neutrons et l'augmentation de la radioactivité.

Avant que ce réacteur ait été construit, Teller raconte ²³ qu'une attention et une prudence particulières avaient été attachées à la manière dont un réacteur pouvait être contrôlé. Comme indiqué plus haut, le contrôle d'un réacteur est rendu possible par une propriété naturelle heureuse du processus d'émission des neutrons qui fait qu'une partie d'entre eux est émise à retardement. Alors que 99% des neutrons environ sont émis immédiatement, 1% est émis avec un retard de l'ordre de quelques secondes lors de la désintégration radioactive des produits de fission. Or le réacteur ne peut être critique et la réaction en chaîne maintenue que si l'on compte tous les neutrons, prompts comme retardés. Il s'agit donc de concevoir le système de telle façon que la réaction en chaîne ne puisse pas être maintenue avec les seuls neutrons prompts, mais qu'elle ne se développe qu'en comptant sur les neutrons retardés également. Ainsi, la réactivité pourra croître et le nombre de neutrons se multiplier, mais seulement en attendant les neutrons retardés, ce qui donne une constante de multiplication de plusieurs secondes et permet un contrôle aisé de la réaction. Mais étant donné le danger et malgré ces considérations théoriques, les physiciens restaient préoccupés et avaient multiplié les dispositifs de sécurité pour cette première divergence : des barres absorbantes de neutrons plongeant dans le cœur étaient retirées le plus lentement possible, des mesures étaient prises pour contrôler le nombre de neutrons, des systèmes étaient disposés de manière à insérer les barres absorbantes au cas où les choses tourneraient mal, et en cas de défaillance de ces dispositifs, un expérimentateur - peu rassuré dit-on - se tenait au dessus de la pile avec un récipient contenant une solution de cadmium.

²³ Edward Teller, «An Informal History of Atomic Energy», in : Mark M. Mills, Arthur T. Biehl, Robert Mainhardt (eds.), *Modern Nuclear Technology*, McGraw Hill, New York, 1960, pp. 1-13.

1.4.2. L'intervention des ingénieurs

La démonstration était apportée, mais si les physiciens avaient inventé l'énergie atomique, prédit les différents phénomènes, compris les principes régissant le fonctionnement d'un réacteur avant qu'il soit construit, la réalisation des installations allait poser des problèmes d'une nature différente : la difficulté avait été touchée du doigt avec la nécessité de rassembler un graphite d'une pureté exceptionnelle, problème de nature plus industrielle que de physique.

Or à partir de l'entrée en guerre des Etats-Unis, une course de vitesse s'est engagée pour la production des matières nécessaires à la réalisation d'une bombe atomique, et en particulier pour la livraison de plutonium. Les Etats-Unis lancent à cette fin la construction de trois grands centres atomiques, à Hanford dans l'Etat de Washington, à Oak Ridge dans le Tennessee et à Los Alamos dans le désert du Nouveau-Mexique. La responsabilité de l'ensemble du programme de fission est transférée à l'armée sous la direction du général Groves, qui s'appuie sur les ingénieurs de la société Du Pont, notamment pour les piles à graphite plutonigènes de Hanford. Les savants purent se sentir dépossédés de leurs découvertes. Ils estimaient également que les installations ne pourraient pas être réalisées suffisamment vite si on les confiait à des militaires, des administrateurs ou à des ingénieurs ne connaissant rien à l'énergie nucléaire. Ces frictions sont relatées par Spencer Weart qui reproduit une déclaration d'Herbert Anderson de septembre 1942 : «Il doit être précisé sans équivoque possible que tous les détails sont entre les mains du groupe scientifique qui assume la responsabilité et possède seul les connaissances nécessaires pour prendre des décisions. Toute ingérence... ne peut que retarder les progrès.» Cette position était partagée par Wigner qui déclarait en novembre : «Nos procédés ont été conçus par des savants et ne sont connus que d'eux; toute initiative pour mettre d'autres personnes aux commandes est artificielle et préjudiciable.» Weart ajoute que «aux réunions du conseil technique du laboratoire, Fermi, Szilard, Wigner et d'autres discutaient sur la façon d'organiser plus efficacement le travail.»²⁴

A propos des réacteurs de Hanford, Edward Teller raconte une anecdote illustrant les désaccords entre les ingénieurs de Du Pont et les physiciens dont il fait partie. Son anecdote illustre également l'importance des aspects technologiques, la différence entre l'expérience et les savoirs mobilisés par les physiciens et les ingénieurs. Alors que les uns et les autres sont convaincus de la nécessité de procéder au plus vite à la construction d'installations de production de plutonium s'inspirant de la pile de Chicago, les avis divergent sur le moyen de concevoir ce type d'installation, le choix étant d'autant plus important qu'il peut influencer sur cette production si vitale pour la victoire militaire. Edward Teller se souvient : «Les physiciens disaient : construisons un réacteur. Nous savons précisément de quelle taille il doit être. Nous pouvons le calculer. Nous devrions le construire grand comme ceci et un tout petit peu plus grand, et alors tout marchera parfaitement. Mais les ingénieurs de Du Pont disaient : Non. Nous n'avons pas le temps de construire une très bonne usine pilote. Nous n'avons pas confiance en vous les gars.

²⁴ Spencer Weart, op. cit., p. 259.

Nous construirons le réacteur deux fois plus grand, nous le construirons trois fois plus grand; et cela prendra un peu plus de temps en procédant ainsi. Les réacteurs furent construits suivant les plans des ingénieurs de Du Pont. Une fois terminées, les grandes piles d'uranium et de graphite se comportèrent exactement comme prévu. Elles devinrent critiques quand elles étaient supposées devenir critiques. Elles étaient beaucoup trop grandes. Du temps avait été dépensé en vain et les physiciens dirent aux ingénieurs : vous voyez. Alors se produisit quelque chose d'étrange. Après avoir fonctionné correctement pendant un temps, le réacteur devait être arrêté pour une courte période. Puis les barres absorbantes furent remises à la position où elles se trouvaient pendant le fonctionnement du réacteur, mais le réacteur ne bougea pas. On ne put redémarrer l'exploitation que parce que le réacteur avait été construit «excessivement» grand. Et les ingénieurs dirent aux physiciens : Vous voyez.»²⁵ En fait, Teller explique qu'on comprit seulement par la suite que ce comportement inexplicable était dû à un phénomène imprévu : l'empoisonnement xénon. Si les physiciens avaient prévu que certains des produits de fission pourraient absorber des neutrons et ainsi agir comme des poisons, et que par conséquent le réacteur devait être construit un petit peu plus grand, le comportement du plus important des poisons leur avait échappé : l'iode radioactive. Celle-ci se désintègre avec une période de quelques heures en xénon radioactif, qui vit à son tour quelques heures mais possède une section efficace d'absorption énorme, ce qui fait que la présence de xénon dans un flux de neutrons le rend rapidement inoffensif puisque les neutrons sont absorbés. Tant que le réacteur fonctionne, le xénon fabriqué disparaît naturellement avec le temps, mais si le réacteur vient à être arrêté pour quelques heures, l'iode fabriquée réintroduit le xénon qui s'accumule et il devient difficile de faire redémarrer le réacteur. Teller reconnaît que c'est seulement parce que le réacteur fut construit plus grand que nécessaire qu'une réactivité supplémentaire fut disponible pour contrer l'effet xénon. C'est donc parce que le conseil des physiciens qui semblait correct ne fut pas suivi, mais plutôt parce qu'on tint compte des pressentiments des ingénieurs de Du Pont que la production de plutonium pût être poursuivie de façon ininterrompue. Cet épisode fait figure de triomphe dans la mémoire de l'entreprise, triomphe des ingénieurs sur les physiciens «aux mains blanches», comme la revanche symbolique des «plombiers» sur les «créateurs».²⁶ Cette anecdote illustre ce savoir particulier des ingénieurs, cette compétence différente de celle des physiciens. Toute une première partie de l'histoire du développement des applications industrielles de l'énergie atomique s'appuiera sur ce concept d'ingénieur : les marges de sécurité. Dans un deuxième temps, on essaiera de les réduire pour des raisons économiques, après qu'on aura mieux cerné les principes qui régissent le fonctionnement de ces nouvelles machines.

1.4.3. L'expérience des Français au Canada

Les Français réfugiés au Canada et qui participent aux recherches atomiques à visée militaire, Halban, Kowarski, Auger mais aussi Bertrand Goldschmidt et Jules Guéron,

²⁵ Edward Teller, op.cit., p. 11. Traduit par nos soins.

²⁶ Sur les relations entre ingénieurs de Du Pont et physiciens, Cf : Pap N'Diaye, «Les ingénieurs oubliés de la bombe», La Recherche, 306, février 1998, pp. 82-87.

allaient être confrontés à la même nécessité que les scientifiques américains de collaborer avec les ingénieurs des firmes industrielles pour bénéficier non de leurs connaissances fondamentales mais de leur savoir-faire technique. A Montréal la préoccupation de l'équipe est d'éviter que son réacteur ne vienne à fondre : pour produire du plutonium, il faut en effet obtenir de nombreuses fissions et donc un flux de neutrons important, ce qui dégage un sous-produit, une quantité élevée d'énergie, qu'il faut évacuer. «Désormais, relate Weart, il leur fallait faire appel aux ingénieurs. Certes, le réacteur nucléaire était l'enfance de la science pure; nombre de calculs et expériences nécessaires pour en établir les plans appartenaient au genre de travaux faits depuis des années dans la recherche nucléaire fondamentale. Mais pour le système de refroidissement, des physiciens comme Halban et Auger étaient vite arrêtés parce qu'ils ne pouvaient tirer ni de la physique théorique, ni des expériences de laboratoire, assez de connaissances sûres sur les interactions infiniment complexes entre un réacteur à haute température et son réfrigérant. Ce genre de problème était du domaine des ingénieurs, avec leurs traditions différentes dans l'acquisition des connaissances.»²⁷

Grâce à leur collaboration au projet canadien, les Français allaient pouvoir garder le contact avec les progrès réalisés dans le nouveau domaine, ce qui leur permettrait de poursuivre leurs travaux à la fin de la guerre. Le premier projet de grande pile expérimentale canadienne NRX (National Research Experiment) peut démarrer grâce à la décision des Etats-Unis de fournir au Canada l'uranium métallique, l'eau lourde et les informations nécessaires. Mais entre-temps, un nouveau projet est décidé par l'équipe de Montréal : il s'agit d'un petit réacteur de puissance nulle qui pourrait être réalisé plus rapidement que NRX. Kowarski est chargé du projet qu'il baptise ZEEP (Zero Energy Experiment Pile), après une visite auprès de Walter Zinn au laboratoire d'Argonne, près de Chicago, qui faisait déjà fonctionner une pile à eau lourde et qui lui transmet de nombreux renseignements utiles. ZEEP diverge quelques mois après la fin de la guerre, NRX divergera en 1947.

Pour les responsables scientifiques et politiques, le potentiel de l'atome a été dévoilé, de façon fracassante sur le plan militaire avec les deux explosions d'Hiroshima et Nagasaki les 6 et 9 août 1945, mais aussi sur le plan industriel. De grandes agences gouvernementales sont créées dans les pays industrialisés pour assurer la Recherche et Développement de l'énergie atomique.

chapitre 2. Protection et sécurité au Commissariat a l'energie atomique (1945-1956)

2.1. Les dEbutS du CEA : Protection et sécurité à la charge des savants et des techniciens eux-memes

²⁷ Spencer Weart, op. cit., p. 278.

2.1.1. Création du Commissariat à l'Energie Atomique

Dès la fin du conflit mondial, Frédéric Joliot envisage avec Irène Joliot-Curie, Raoul Dautry, Pierre Auger et Francis Perrin, la création d'un établissement de caractère scientifique, technique et industriel, chargé des questions concernant l'Energie Atomique. Dans ce but, Joliot mène à Paris et à Londres, entre décembre 1944 et juillet 1945, des entretiens officieux avec Sir John Anderson, alors Chancelier de l'Echiquier et Président du Comité Anglais pour l'énergie atomique.²⁸ Le Général de Gaulle avait été mis au courant de ces questions dès la fin de 1944. A la suite de nouveaux entretiens avec le Général de Gaulle, celui-ci charge Joliot, avec l'aide de Dautry²⁹, de préparer les projets d'ordonnance et de décret instituant le Commissariat à l'Energie Atomique (CEA). Ces projets sont étudiés par les six futurs premiers membres du Commissariat³⁰ et sont présentés par Dautry et Joliot au Général de Gaulle qui les accepte.

L'ordonnance est publiée au Journal Officiel le 18 octobre 1945. Placé sous l'autorité directe du président du Conseil, le nouvel organisme est chargé du développement atomique aussi bien à des fins scientifiques, industrielles que de défense. Il dispose d'un statut particulier lui conférant une autonomie financière et administrative. A la tête du nouvel organisme se retrouvent les grands noms de la recherche atomique : la fonction de Haut-Commissaire, chargé des questions scientifiques et techniques, est attribuée à Frédéric Joliot. La partie administrative et financière est confiée à un Administrateur Général, Raoul Dautry. Cette direction bicéphale est assistée d'un Comité de l'énergie atomique comprenant à ses débuts Pierre Auger, Irène Joliot-Curie et Francis Perrin.

Dans la présentation qu'il fait au Président du Gouvernement, Félix Gouin, le 19 mars 1946, Joliot détaille les moyens, humains et matériels, dont dispose le Commissariat à ses débuts : «MM. Kowarski, Guéron et Goldschmidt, d'accord avec les autorités britanniques et américaines rentrèrent en France, parmi nous. Ils travaillent au Commissariat depuis deux mois, et leur expérience, ainsi que celle de M. Pierre Auger, nous permettra d'éviter des tâtonnements longs et onéreux. Les relations entre la Défense Nationale et le Commissariat sont assurées par un Commissaire, le Général Dassault, Président du Comité de Coordination des Etudes Scientifiques de Défense Nationale. En

²⁸ Sir John Anderson avait été ministre en charge de l'énergie atomique dans le gouvernement de coalition pendant la guerre, tout d'abord comme Lord President, puis comme chancelier de l'échiquier. L'Advisory Committee on Atomic Energy a été créé au cours du dernier trimestre de 1945 avec pour responsabilité d'émettre des recommandations afin de façonner le programme et de déterminer l'attitude britannique en matière de contrôle international. Ce comité a été très actif au cours du dernier trimestre de 1945 et jusqu'à l'automne 1946.

²⁹ Né en 1880, polytechnicien (X 1900), ingénieur à la Compagnie des chemins de fer du Nord (1903-1928) avant d'être directeur général des Chemins de fer de l'Etat (1928-1927), Raoul Dautry est ministre de l'Armement pendant la guerre et joue un grand rôle dans la récupération du stock d'eau lourde de la Société norvégienne par l'équipe de M. Allier. Nommé à la Libération ministre de la Reconstruction et de l'Urbanisme du gouvernement provisoire, il adresse au Général de Gaulle en mars et mai 1945 des notes concernant un «programme d'action dans le domaine de la recherche et de l'utilisation de l'énergie nucléaire».

³⁰ Frédéric Joliot, Irène Joliot-Curie, Pierre Auger, Francis Perrin, Raoul Dautry, Général Dassault.

résumé, la situation de la France concernant l'Energie Atomique est la suivante : Elle dispose d'une équipe de savants ayant participé aussi bien à l'origine des recherches dans ces domaines qu'aux réalisations faites à l'étranger, et de nombreux collaborateurs scientifiques spécialistes de la physique travaillant dans nos laboratoires. Concernant les matières premières, elle dispose d'un stock d'uranium, constitué avant juin 1940 - de gisements d'uranium dans l'Empire, suffisants pour une première étape de réalisation, enfin de grands espoirs dans la découverte de gisements nouveaux -, d'une priorité en Norvège concernant une commande d'eau lourde.»³¹

Tous les moyens semblent donc réunis pour parvenir au plus vite à la construction de la première pile atomique française.

2.1.2. ZOE

Dès 1946, le CEA se donne pour priorité la construction d'une pile à eau lourde : le stock d'uranium à disposition est suffisant et l'on dispose de l'eau lourde norvégienne. Cette pile est confiée à Kowarski, qui bénéficie d'une large expérience pour avoir construit la pile à eau lourde canadienne en septembre 1945. Sur proposition de Goldschmidt en juillet 1947, il est décidé, pour obtenir la divergence au plus tôt, d'utiliser de l'oxyde d'uranium, au lieu d'uranium métal qui pose des problèmes métallurgiques de mise au point. On renonce du coup à un dégagement notable d'énergie. La pile ZOE, dont les initiales témoignent de ces choix (puissance Zéro, Oxyde d'uranium, Eau lourde), est construite dans l'ancien fort de Châtillon, mis à disposition par le Ministre des Armées par l'intermédiaire du Général Dassault.

Le témoignage de Lew Kowarski³² près de vingt ans après les faits permet d'imaginer l'état d'esprit des physiciens dans cette première époque du développement des applications de la fission. L'objectif des physiciens est de maîtriser au plus vite une technique nouvelle et prometteuse, et ils ont conscience de participer à une aventure des temps modernes, en compétition avec d'autres scientifiques à l'étranger. Kowarski semble assez sûr de lui, un peu inconscient pourrait-on même penser : «La réduction de notre ambition à l'énergie zéro nous épargna dans l'immédiat non seulement tous les problèmes de métallurgie d'uranium, mais aussi ceux du refroidissement, en réduisant ainsi le pompage à sa plus simple expression. Avec un flux ne dépassant pas le centième de celui prévu à l'origine, les problèmes de protection radiologique perdaient de leur acuité. Me trouvant trop flegmatique à cet égard, quelqu'un me demanda un jour sur un ton alarmé : «mais ces radiations, même à l'énergie dite zéro sont dangereuses; que ferez-vous le jour où elles se manifesteront à Châtillon ?» Je répondis : «Nous pavoiserons». «³³ Kowarski poursuit en montrant quels étaient ses réels soucis, à lui,

³¹ Frédéric Joliot-Curie, «le programme du CEA», reproduit dans les Echos du CEA, Numéro Spécial, octobre 1965, pp. 15-16.

³² Rappelons que Lew Kowarski (Saint-Petersbourg 1907 - Genève 1979) est aussi ingénieur. Après avoir émigré de Russie en 1918, il a commencé ses études en Pologne, en Belgique, puis à l'Université de Lyon, où il a obtenu en 1928 le diplôme d'ingénieur de l'Ecole de Chimie Industrielle. Ingénieur à la société Le Tude d'acier pendant plusieurs années, il a préparé en parallèle une thèse de doctorat ès sciences en physique moléculaire sous la direction de Jean Perrin, avant d'entrer en 1934 au laboratoire Curie dirigé par Frédéric Joliot.

physicien expérimentateur. Du point de vue de la réussite de l'opération, il n'était pas tant préoccupé par les dangers des rayonnements que par les incertitudes sur la maîtrise des phénomènes physiques ou sur les propriétés technologiques des matériaux à la base de la réaction en chaîne. Et à cette étape, ce n'est pas tant la crainte qu'on ne puisse pas contrôler la réaction que la peur qu'elle ne se produise pas qui domine : «J'étais beaucoup plus soucieux de savoir comment l'oxyde se comporterait dans la réaction en chaîne. En effet, toutes nos connaissances nucléaires, soit empiriques (tirées de l'expérience canadienne de 1945), soit théoriques, se rapportaient à l'uranium non-combiné ; on savait bien que l'oxygène présent dans l'oxyde aurait un effet déprimant sur la réaction en chaîne, mais dans quelle mesure ? Comparées aux barres métalliques, celles en oxyde devraient contenir davantage d'uranium - combien ? Dans notre ignorance des données physiques de base, il fallait soit essayer de les deviner et d'en déduire les dimensions et l'écartement des barres par un calcul approprié, soit deviner ces dimensions directement. Était-on sûr de deviner juste ? L'expérience ultérieure a montré, en fait, que notre évaluation de l'effet d'oxygène était trop pessimiste et que, pour le compenser, nous avons calculé d'une façon plus que généreuse les dimensions minima de la pile. Cette marge de sécurité inespérée fut, d'ailleurs, en partie annulée par les impuretés sporadiques de l'uranium qui échappaient à notre contrôle analytique et qui ne purent finalement être décelées qu'en étudiant le comportement nucléaire des barres individuelles d'uranium dans la pile en marche.»³⁴ Toutes ces incertitudes sur le comportement des matériaux s'expliquent par le fait que les savants français ne disposent pas de l'expérience de Los Alamos. Ils doivent combler seuls leur retard.

Par ailleurs, Kowarski ne faisait qu'une confiance limitée aux calculs neutroniques³⁵, effectuant de son côté des calculs qu'il qualifiait de «pifométriques». Ce sont les calculs théoriques effectués par André Ertaud³⁶, en assez bon accord avec ceux de Kowarski d'ailleurs, qui fixent les dimensions de la pile ZOE, notamment les dimensions des barreaux d'oxyde et leur espacement optimum dans la cuve d'eau lourde. Une inconnue demeurait concernant la densité exacte de l'oxyde, fabriqué en céramique dans des fours spécialement construits à Châtillon. C'est pourquoi, par mesure de prudence, une densité de 7 fut prise dans le dimensionnement de la pile, alors qu'on atteignit en réalité une moyenne de 8,3.

Prévue initialement pour 5 kW thermiques, ZOE a donc un combustible composé d'oxyde d'uranium. Cet uranium est comprimé en pastilles empilées dans des gaines

³³ L. Kowarski, «Zoé: le départ des piles françaises», Echos du CEA, Numéro Spécial, octobre 1965, pp.21-23, p. 21.

³⁴ Ibid.

³⁵ Jean Bussac, «Le rôle du CEA dans les premiers développements de la neutronique», Actes des Colloques du 50e Anniversaire du CEA, Tome II, CEA, 1997, pp. 17-25.

³⁶ Docteur ès sciences, physicien spécialiste des microscopes électroniques et officier de marine, André Ertaud est chercheur au laboratoire de Maurice de Broglie au Collège de France en 1945. Il participe en mai 1945 à une mission en Allemagne dans la zone d'occupation française pour recueillir des informations sur les progrès réalisés par les Allemands pendant la guerre dans le laboratoire de physique atomique d'Hechingen. Il entre au CEA en 1946.

d'aluminium de 1,8 m de haut et 7 cm de diamètre, en 69 barres, disposées en réseau hexagonal, avec un pas de 186 mm. Elles plongent dans une cuve d'aluminium de 1,91 m de diamètre et 2,35 m de hauteur, remplie d'eau lourde. Un réflecteur en graphite entoure la cuve. De l'air pur passe dans l'intervalle situé entre la cuve et le réflecteur pour assurer le refroidissement. La protection du personnel est assurée par un mur en béton armé de 1,5 m d'épaisseur.

ZOE diverge le 15 décembre 1948, 15 mois et demi après que la décision de construction a été prise.³⁷ Elle diverge avec une hauteur critique d'eau lourde de 1,77 m pour une valeur de 1,79 m calculée avec la bonne densité d'oxyde. Selon un spécialiste du CEA, «la chance n'était pas étrangère à ce bon résultat, qui cachait probablement des compensations d'erreur : ainsi le retrait ultérieur de la barre centrale d'uranium montra que la pile était nettement trop chargée en uranium (donc sous-moderée) par rapport à l'optimum.»³⁸ En effet, la densité du cœur utilisée dans les calculs était fautive, mais elle était compensée par des erreurs commises à cause de l'utilisation d'un formulaire et de constantes également inexacts.

Jules Guéron raconte une anecdote qui illustre les incertitudes, l'empirisme des débuts, ainsi que les pratiques des physiciens en matière de sécurité lors de leurs expériences : «Pour faire diverger ZOE on transvasait de l'eau lourde, par une pompe à faible débit, du réservoir inférieur à la cuve proprement dite. Une des premières expériences, après la divergence initiale, cherchait à déterminer le changement de réactivité correspondant au retrait d'une des «chaussettes» contenant les petits blocs cylindriques d'UO₂ (on ne saurait les qualifier de pastilles). Ceci devait élever le niveau de divergence, pensait-on. Les opérateurs, las de presser le bouton d'actionnement de la pompe, qu'une sécurité faisait disjoncter toutes les 30 secondes, se dirent qu'il serait plus simple de pomper en continu jusqu'au niveau de divergence initial, puis de procéder lentement. Nul n'avait imaginé que le réseau de ZOE pût être sous-moderé, et que le retrait du combustible augmenterait la réactivité. La sécurité fut donc court-circuitée. Heureusement, le débit de la pompe était lent, on surveillait les instruments... et ZOE ne subit pas l'accident qui devait survenir quelques années plus tard à Vinca³⁹, en Yougoslavie, mais nous l'avions échappé belle. Moralité : ne jamais court-circuiter un dispositif de sécurité ! «⁴⁰

³⁷ L'état-major de la divergence de ZOE est composé de messieurs Echard (approvisionnement industriel), Ertaud (expériences et calculs physiques préliminaires), Goldschmidt (fabrication de l'oxyde d'uranium), Guéron (chimie générale), Le Meur (construction mécanique), Stohr (physique industrielle) et Surdin (construction électrique).

³⁸ Ibid., p. 20.

³⁹ L'accident survenu le 15 octobre 1958 sur la pile expérimentale à eau lourde de Vinca en Yougoslavie provoque l'irradiation à très haute dose (plusieurs centaines de rem) de six techniciens. L'un succombera à ses blessures. C'est une avarie du circuit de montée d'eau lourde dans la cuve qui a provoqué une excursion de puissance, passée inaperçue des expérimentateurs en l'absence de système de sécurité automatique.

⁴⁰ Jules Guéron, texte postérieur à 79, peut-être de 83, cité par Georges et Maurice Géron, Jules Guéron (1907-1990), Aperçus d'une vie dans un monde en mutation, 1992, pp. 77-78.

2.1.3. Le Service d'électronique du CEA (1945-1951)

Dans les premières années, les années des pionniers qui vont de 1945 à 1951, le CEA traite les risques dus aux rayonnements et aux substances radioactives comme un problème de sécurité du travail classique, estimant qu'il doit être du ressort des agents eux-mêmes d'assurer leur protection, du moment qu'ils sont au courant des risques qu'ils encourent. La hiérarchie assure la responsabilité en cas d'accidents. On ne voit pas l'intérêt d'une organisation spécifique consacrée à la protection contre les rayonnements. Mais pour se protéger des rayonnements, il faut tout d'abord les détecter, et c'est le service chargé de tous les problèmes d'électronique au CEA, le Service d'Electronique dirigé par M. Surdin ⁴¹ qui va être en charge de mettre au point divers dispositifs de mesure des rayonnements : les premiers stylos électromètres individuels, dosimètres photographiques ou encore des dosimètres collectifs ou d'ambiance comme les chambres Baby, Babylog puis Babyline ⁴² sont alors réalisés. Le laboratoire chargé de leur fabrication doit mettre au point une méthode d'étirement du quartz pour la réalisation de fils d'une dizaine de microns; ce même laboratoire est chargé à l'époque de la mise au point des premiers détecteurs de neutrons pour le contrôle des piles. Les premières tâches de protection, contrôle et mesure, sont confiées à un ingénieur, Mademoiselle Saulnier, qui au sein du Service d'Electronique assure le développement et la lecture des films dosimétriques. Mais petit à petit on prend conscience de la nécessité d'une organisation particulière chargée d'étudier et de mettre en œuvre la prévention et la surveillance des risques dus aux substances radioactives, ce qui donnera naissance au Service de Protection contre les Radiations en 1951, comme nous le verrons plus loin.

Quant aux mesures et dispositifs de sécurité des piles, ce sont les savants et les techniciens eux-mêmes qui les définissent et les mettent en œuvre. Ce n'est qu'à partir de 1957 qu'on ressentira la nécessité de confier à un organisme spécialisé les questions de sécurité des piles, au-delà des préoccupations en la matière des savants et techniciens impliqués directement dans les projets.

2.1.4. P1 et les études de protection

ZOE est améliorée en 1952 et 1953. Cette nouvelle pile, d'une puissance thermique de 150 kW, appelée P1, puis EL1, utilise l'uranium métallique désormais disponible à la place de l'oxyde d'uranium. L'eau lourde du modérateur est refroidie par de l'eau ordinaire. Le flux de neutrons au centre de la cuve est sensiblement plus important, 10^{12} n/cm².s au lieu de $3 \cdot 10^{10}$. Le mur de protection en béton a été épaissi à 2 mètres. La nouvelle pile est utilisée notamment pour les études de protection, c'est-à-dire de blindages.

Il s'agit là d'un domaine très important de la sécurité des piles consistant à interposer une barrière physique entre le cœur du réacteur et l'environnement extérieur afin de

⁴¹ Ingénieur électronicien d'origine palestinienne, Maurice Surdin avait travaillé au Collège de France sous la direction de Langevin jusqu'à la guerre, puis sur le radar en Grande-Bretagne : c'est dans son service que sont conçus les milliers de compteurs de divers types dont le CEA a besoin.

⁴² D'après le témoignage de Jacky Weill dans, Energie Nucléaire Magazine, N°12, Septembre-octobre 1985, p. 29.

protéger les expérimentateurs des rayonnements. Cette nécessité de protéger des rayonnements le voisinage immédiat des réacteurs est d'ailleurs un facteur qui limite les possibilités d'application de la fission à l'échelle industrielle : alors qu'on imaginait dans les années quarante et au début des années cinquante pouvoir construire des avions, des fusées, propulsés grâce à un réacteur à uranium, la taille et le poids des blindages nécessaires pour protéger les équipages s'avéreront rédhibitoires, et les seules applications concerneront des installations de grande taille comme les sous-marins et les centrales électronucléaires. Outre ce déterminisme technique, la question de la protection par des blindages mérite une attention particulière car un certain nombre de physiciens qui font leurs armes sur le calcul des protections de réacteurs seront chargés par la suite des questions de sûreté ⁴³.

Chaque projet de réacteur s'accompagne en effet d'une étude des niveaux de rayonnement dans les différentes couches de protection, indispensable pour prévoir l'encombrement et le poids des blindages devant assurer la protection biologique des techniciens, que la pile soit en marche ou à l'arrêt. Cette phase de conception des protections nécessite de comprendre un certain nombre de phénomènes théoriques concernant le comportement et en particulier l'atténuation des rayonnements dans les différents milieux (eau, graphite, acier, plomb, béton, liquides organiques...) : des études théoriques et expérimentales ont ainsi pour but de déterminer la diffusion des neutrons, des gammas dans différents milieux, les sections efficaces des neutrons thermiques ou résonants etc. De ce fait la conception des protections contre les rayonnements émis par les réacteurs est une branche d'une discipline scientifique nouvelle, fille de la fission et mère de l'énergie atomique, la neutronique.

2.1.5. La neutronique au Service de Physique Mathématique : le creuset

La neutronique est en effet la discipline reine des débuts de l'énergie atomique : les neutrons étant à la base de la réaction en chaîne, la neutronique qui s'est constituée comme la science de la multiplication des neutrons, du contrôle de la réaction en chaîne, s'est trouvée au cœur du calcul des réacteurs.

2.1.5.1. Jacques Yvon

Au début des années cinquante, on ressent le besoin d'asseoir le développement des piles sur des bases plus théoriques, ce qui conduit à la création en 1949 du Service de Physique mathématique au sein du CEA, à l'instigation de Jacques Yvon.

⁴³ Cf. Bourgeois, J., Lafore, P., Millot, J.-P., Rastoin, J., de Vathaire, F., «Méthodes et coefficients expérimentaux des protections de réacteurs», Rapport CEA N° 1307, 1959.



Jacques Yvon, Cliché CEA

Jacques Yvon va jouer un rôle très important dans l'orientation des études de neutronique au CEA. Son parcours jusqu'à ses premiers contacts avec le CEA en 1948 permet de comprendre le rôle joué par Yvon dans l'orientation des recherches vers une physique plus mathématique.

Né à Angoulême en 1903, Jacques Yvon⁴⁴ est admis à l'Ecole Normale Supérieure en 1922. Il débute en 1927 une carrière de professeur. En 1937 il publie sa thèse consacrée à la mécanique statistique ainsi qu'une brochure intitulée «la théorie statistique et l'équation d'état». En 1938 il est nommé maître de conférences de Physique Mathématique à la Faculté de Strasbourg et poursuit ses travaux de recherche sur l'interprétation de la thermodynamique et des propriétés des états de la matière en fonction de sa structure moléculaire. Déporté en Allemagne de 1943 à 1945, il retourne en 1946 à la Faculté de Strasbourg comme professeur de Physique théorique. Conseiller du CEA en 1948, il enseigne la théorie de la diffusion du neutron. Il est recruté au Commissariat par Jules Guéron en 1949 et est nommé Chef du Service de Physique Mathématique, nouvellement créé. Lorsque Kowarski quitte le CEA pour le CERN, Yvon prend sa succession et devient en 1952 Chef du Département d'Etudes des Piles (DEP), qui est le département-phare du CEA, le cœur de toutes les études de réacteurs faites au Commissariat. Il reste chef du DEP jusqu'en 1959, date à laquelle il prend la responsabilité de la Direction de la Physique et des Piles Atomiques, jusqu'en 1962.⁴⁵

Avec la création du Service de Physique mathématique, l'objectif affiché par Yvon est

⁴⁴ D'après : Echos du Groupe-CEA, N°4, 1979, p. 55.

⁴⁵ Jacques Yvon quittera le CEA en 1962. Professeur de théories physiques à la Faculté des Sciences de Paris de 1962 à 1970, il restera cependant Conseiller du Haut-Commissaire puis Délégué auprès de la Direction des Applications Militaires. Quittant à nouveau l'université, Yvon deviendra Haut-Commissaire à l'Energie atomique en 1970, charge qu'il remplira jusqu'en 1975. Il décède en septembre 1979.

de sortir les études neutroniques de l'empirisme : «Fermi et ses collaborateurs, dont il faut citer avant tout Wigner, avaient su sérier les problèmes, ils avaient su créer un cadre et un langage, choisir les bons paramètres, triomphé par un habile empirisme des situations qui défient le calcul. Mais nous connaissions surtout des recettes, dont il s'agissait de reconstituer les sources, de les dépasser si possible afin de s'adapter à des situations nouvelles. J'ai rapidement compris que l'équation intégrodifférentielle de Boltzmann, légèrement adaptée, serait la charnière de l'arsenal des nouveaux physiciens mathématiciens. Le premier problème que j'ai ainsi pu tirer au clair est celui du ralentissement des neutrons dans une cellule de pile, entre les effets ralentisseurs et diffuseurs du modérateur et les effets capturants de l'uranium 238.»⁴⁶ Comme l'explique l'un des successeurs d'Yvon à la tête du Service de Physique Mathématique, le comportement des neutrons dans un système multiplicateur étant régi par l'équation de Boltzmann, l'idée d'Yvon était que «l'attention devait se déplacer de la physique nucléaire théorique vers la physique mathématique, et l'effort se porter sur les moyens de résoudre cette équation très complexe.»⁴⁷ Pour ce faire, Yvon va former, conseiller et diriger un petit noyau de jeunes théoriciens, auparavant démunis de soutien. Il cède en 1952 la fonction de chef du Service de physique mathématique à Jules Horowitz.

2.1.5.2. Jules Horowitz

Horowitz fait partie d'un groupe de jeunes polytechniciens recrutés en 1946 par Francis Perrin, tels Claude Bloch et Michel Trocheris, orientés vers le CEA par leur professeur d'analyse à Polytechnique, Jean Ullmo. Au sein du CEA, ils reçoivent l'aide d'Anatole Abragam, théoricien et ancien élève avant-guerre de Francis Perrin, et d'André Ertaud, ancien marin, ingénieur et physicien, qui avait assuré les calculs du cœur de ZOE, sous la responsabilité de Kowarski. Comme Bloch détaché du corps des mines, Albert Messiah se joint à ce groupe dont les membres partent parfaire leurs connaissances dans les grands laboratoires à l'étranger. Tous se retrouvent à Saclay en 1950 au Service de physique mathématique dirigé par Jacques Yvon.

Pendant deux décennies, Jacques Yvon puis Jules Horowitz vont diriger la physique des réacteurs nucléaires en France, aussi bien en ce qui concerne la neutronique expérimentale que la modélisation des phénomènes. Jules Horowitz est souvent présenté comme le fondateur de «l'Ecole française» de neutronique, mais son rôle est d'autant plus marquant qu'il va directement former la deuxième génération d'ingénieurs et de physiciens qui prendront la direction des différents secteurs de l'industrie nucléaire. Horowitz est unanimement reconnu par cette génération comme leur «maître à tous.»

Né en 1921 à Rzeszow en Pologne, ingénieur de l'Ecole polytechnique, licencié ès sciences, Jules Horowitz a donc rejoint le CEA en 1946. Parti se perfectionner un an à

⁴⁶ Jacques Yvon, Oeuvre scientifique, tome I, Energie atomique, CEA, pp. 15-16, cité par Jean Bussac, «Le rôle du CEA dans les premiers développements de la neutronique», Actes des colloques du 50e anniversaire du CEA, Tome II, CEA, 1997, p. 20.

⁴⁷ Jean Bussac, «Le rôle du CEA...», op. cit., p. 21. A sa sortie de Polytechnique, Jean Bussac est entré le 1^{er} octobre 1951 au CEA dans le service de physique mathématique d'Yvon. Il sera, de 1962 à 1970, le quatrième chef du service après Jacques Yvon, Jules Horowitz et Claude Bloch.

l'Institut de physique théorique de Copenhague, il publie en 1948 au Danemark la première étude théorique de la désintégration du muon. De retour en France, il rejoint le tout nouveau Service de Physique mathématique du CEA, où il poursuit simultanément des travaux de physique pure et des calculs de pile. Ces calculs le conduiront plus tard à introduire en France les premiers ordinateurs et à créer une section au CEA pour leur exploitation⁴⁸. En 1952 Horowitz prend la tête du Service de physique mathématique et s'oriente vers l'étude des piles, la «pilologie» comme on dit à l'époque. Il sera nommé chef du Département des études de piles en 1959 puis directeur des Piles atomiques en 1962.

49

2.1.5.3. Le recrutement et la formation d'une école française de neutronique

C'est une des grandes contributions d'Horowitz au génie atomique en France, outre ses apports scientifiques, que d'avoir voulu former un noyau de jeunes, constituer un groupe, une sorte d'élite. Et cette deuxième génération arrivera en effet au bon moment : formés alors que le génie atomique est une discipline novatrice, ils seront mûres au moment de son lancement industriel, «en place» en quelque sorte pour occuper les postes de direction. Et c'est bien ce rôle de creuset d'où vont sortir les grands noms de la filière électronucléaire française et de la sûreté en particulier que va remplir le Service de Physique Mathématique sous la houlette d'Horowitz. Outre d'être montés en même temps que leur poste, la qualité du recrutement effectué peut également expliquer le destin exceptionnel de nombre d'entre eux. Presque tous ces futurs dirigeants passés au Service de Physique Mathématique proviennent de l'Ecole Polytechnique.⁵⁰ C'est ce que relate Albert Messiah à propos du rôle d'Horowitz dans l'expansion du Service de Physique Mathématique à partir de 1952 : «Jules avait une très claire conscience de l'action à entreprendre, effort d'enseignement, recrutement de gens de grande qualité, constitution d'équipes; et l'on peut dire qu'il a été le chef de file de l'effort de pédagogie et de constitution d'équipes que nous avons mené avec lui. En particulier, nous avons prospecté là où nous pensions avoir les meilleures chances de découvrir des gisements de bons chercheurs et tout naturellement, comme beaucoup d'entre nous étaient polytechniciens, nous avons cherché du côté de l'Ecole Polytechnique : systématiquement, nous allions y faire des «amphi-retape»[...] Ces «amphis-retape» que nous avons fait à l'Ecole Polytechnique (pas seulement à l'Ecole Polytechnique mais notamment à l'Ecole Polytechnique) ont eu énormément de succès. [...] Nous étions très attirants, notamment pour les têtes de promotion.»⁵¹

⁴⁸ D'après Les défis du CEA, octobre 1995, pp. 72-73.

⁴⁹ Avec la réorganisation du CEA de 1970, Horowitz quitte le domaine des réacteurs pour diriger la recherche fondamentale du CEA, jusqu'en 1986. Président du conseil du Joint European Torus de 1984 à 1987 dans le cadre de la fusion contrôlée, président du conseil d'administration de l'European Synchrotron Radiation Facility 1988 à 1993, il décède le 3 août 1995.

⁵⁰ Le service compte 13 Polytechniciens. Parmi les polytechniciens passés par le service de physique mathématique, outre Trocheris, Bloch, Abragam et Messiah, on compte par exemple Robert Daustray (futur Haut-Commissaire), Jean-Claude Leny (futur PDG de Framatome), Pierre Tanguy (futur Inspecteur Général pour la Sûreté à EDF), Pierre Bacher (futur directeur technique à la Direction de l'Équipement d'EDF), Jean Bussac.

Outre la qualité du recrutement, le Service de Physique Mathématique se trouve en charge de la principale discipline scientifique qui traite du fonctionnement des réacteurs. Ceci explique que tous les physiciens ou ingénieurs qui y débute leur carrière vont acquérir une compétence dans cette matière centrale, compétence qu'ils pourront mettre par la suite au service de différents organismes de la filière nucléaire, dont ils prendront la direction. Si le CEA détient pendant les années cinquante le monopole du savoir nucléaire français, le Service de Physique Mathématique en constitue bien «le saint des saints»⁵². Car de fait, tous les modèles de piles proposés au début de la décennie- et ils étaient nombreux - avaient leurs caractéristiques «dictées par la neutronique, qu'il s'agisse du choix des matériaux, de la façon de les disposer, du fonctionnement des différents organes», selon une expression d'un éminent neutronicien qui conclue : «La neutronique régnait absolument en maîtresse à l'époque.»⁵³

C'est ainsi que «pratiquement tous les neutroniciens de France (...) ont été formés dans le même moule à partir d'une équipe de chercheurs qui, entraînés par Jacques Yvon et Jules Horowitz, ont constitué ou développé au fil des années un corpus de méthodes, une «école française» en physique des réacteurs»⁵⁴ confirme l'un des successeurs d'Yvon et d'Horowitz à la tête du Service de physique mathématique.

Cette genèse de la neutronique au sein du CEA explique que le monopole de la compétence en matière de physique des réacteurs est dans les mains des scientifiques du CEA et ce monopole constitue bien une spécificité française.

2.1.6. EL2 : prototype d'une pile de puissance

Une fois effectuée la démonstration de la faisabilité de la réaction en chaîne, les physiciens ont hâte de démontrer que ce type de pile peut également produire de l'énergie. Grâce à l'expérience acquise avec ZOE et les progrès réalisés à l'usine du Bouchet⁵⁵ dans la fabrication d'uranium métallique, ils se lancent dans la construction d'une deuxième pile à eau lourde qui ne soit plus limitée à l'énergie zéro. La pile P2, plus tard appelée EL2, est le premier prototype construit dans la voie des piles de puissance.

⁵¹ «Hommage à Jules Horowitz», CEA, Saclay, 13 juin 1996, p. 47. Plus généralement, le CEA recrutera une forte proportion de polytechniciens : ils seront 140 en 1959, 250 en 1963, en comptant les militaires de la Direction des Applications Militaires et les chercheurs travaillant en physique des particules.

⁵² Selon une expression de François Cogné, lors d'un entretien. Ingénieur mais non polytechnicien, François Cogné, qui jouera un grand rôle dans l'histoire de la sûreté, débute également sa carrière au service de physique mathématique.

⁵³ Georges Vendryes, «Naissance d'une discipline scientifique : la neutronique. Introduction», Actes des Colloques du 50e Anniversaire duCEA, Tome II, CEA, p. 14. Le Département d'Etudes des Piles comporte à partir de 1952, outre le Service de physique mathématique, une section (puis un service) de neutronique expérimentale. Georges Vendryes est chef de ce service en 1958.

⁵⁴ Jean Bussac, «Le rôle du CEA dans les premiers développements de la neutronique», Actes des Colloques du 50e Anniversaire duCEA, Tome II, CEA, p. 24

2.1.6.1. Les incertitudes du projet

Dans les mois qui suivent la divergence de Zoé, E. Le Meur⁵⁶ et Jacques Yvon s'attaquent à quatre avant-projets pour cette pile, dont le refroidissement est envisagé soit à l'air, au gaz comprimé, par circulation d'eau lourde ou encore par circulation d'eau ordinaire. A l'été 1949, le choix se porte sur le refroidissement par gaz comprimé, qui promet d'ouvrir rapidement la voie d'applications industrielles réalisables immédiatement.

Pendant, un certain nombre d'incertitudes demeurent comme le rappelle Kowarski, responsable d'EL2 jusqu'à son départ pour le CERN en 1952 : «N'ayant aucune expérience ni de la plupart des matériaux, ni des conditions spéciales de marche inhérentes à notre projet, nous savions bien que ses données de base comportaient une bonne partie de conjectures, d'espoirs et de craintes ; les connaissances solides ne pouvaient venir que de la construction et du comportement en marche du réacteur lui-même.[...] Il fallut passer par bien des déceptions et des tâtonnements pour arriver au procédé de fabrication de barres gainées d'uranium capables de supporter (et de dépasser) les températures envisagées à l'origine du projet. Les structures tubulaires durent être profondément modifiées de façon à supprimer les vibrations dangereuses qui s'étaient manifestées dans le courant gazeux. Par ailleurs, le choix logique du gaz (CO₂) comportait l'inconnue de sa stabilité sous irradiation, inconnue qui ne pouvait être levée qu'à l'aide du réacteur lui-même; pour cette raison nous avons prévu un premier stade où le réacteur marcherait à l'azote comprimé, dont nous étions plus sûrs à l'avance - précaution prudente, mais superflue, car le gaz CO₂ se révéla stable et parfaitement capable d'assumer le rôle [...]»⁵⁷ Si les calculs neutroniques commencent à sortir de l'empirisme grâce à une physique plus mathématique, il domine encore la résolution d'un grand nombre de facteurs d'ordre plus technologiques. Tout est nouveau ou presque en ce qui concerne les matériaux, leur élaboration comme leur résistance, le fonctionnement de la machine...

Le fonctionnement d'une pile atomique nécessite un savant dosage d'un très grand nombre de paramètres. La nature des matériaux, leur épaisseur et leur géométrie influent sur leur absorption des neutrons et sur les transferts de chaleur. Les gaines qui entourent les barreaux d'uranium en particulier doivent présenter une robustesse mécanique à la rupture lorsque la température augmente. Et en définitive, le facteur de sécurité de ce

⁵⁵ La Poudrerie Nationale du Bouchet, située à environ 40 km au sud de Paris, accueille en 1946 une usine du CEA où sont réalisées les différentes opérations chimiques sur le minerai d'uranium. En effet, après son extraction de la mine, la roche contient seulement 0,5% d'uranium en masse. Il faut donc concentrer le minerai pour augmenter sa teneur en uranium métallique. Après transport de la roche jusqu'à l'usine, la roche est attaquée chimiquement pour mettre l'uranium en solution avant d'être précipité sous forme d'un sel. L'usine du Bouchet est dirigée par Paul Vertes assisté de Pierre Régnaut. Elle comprend aussi un laboratoire. C'est à l'usine du Bouchet que l'équipe de Goldschmidt, le 20 novembre 1949, isole les premiers milligrammes français de plutonium à partir de la dissolution des pastilles d'oxyde d'uranium fritté d'un barreau irradié pendant onze mois dans Zoé.

⁵⁶ Eugène Le Meur avait été choisi par Kowarski pour être ingénieur en chef de Zoé.

⁵⁷ L. Kowarski, «Zoé: le départ ...», op. cit., p. 23.

type de pile est la température maximum que peuvent supporter ces gaines.

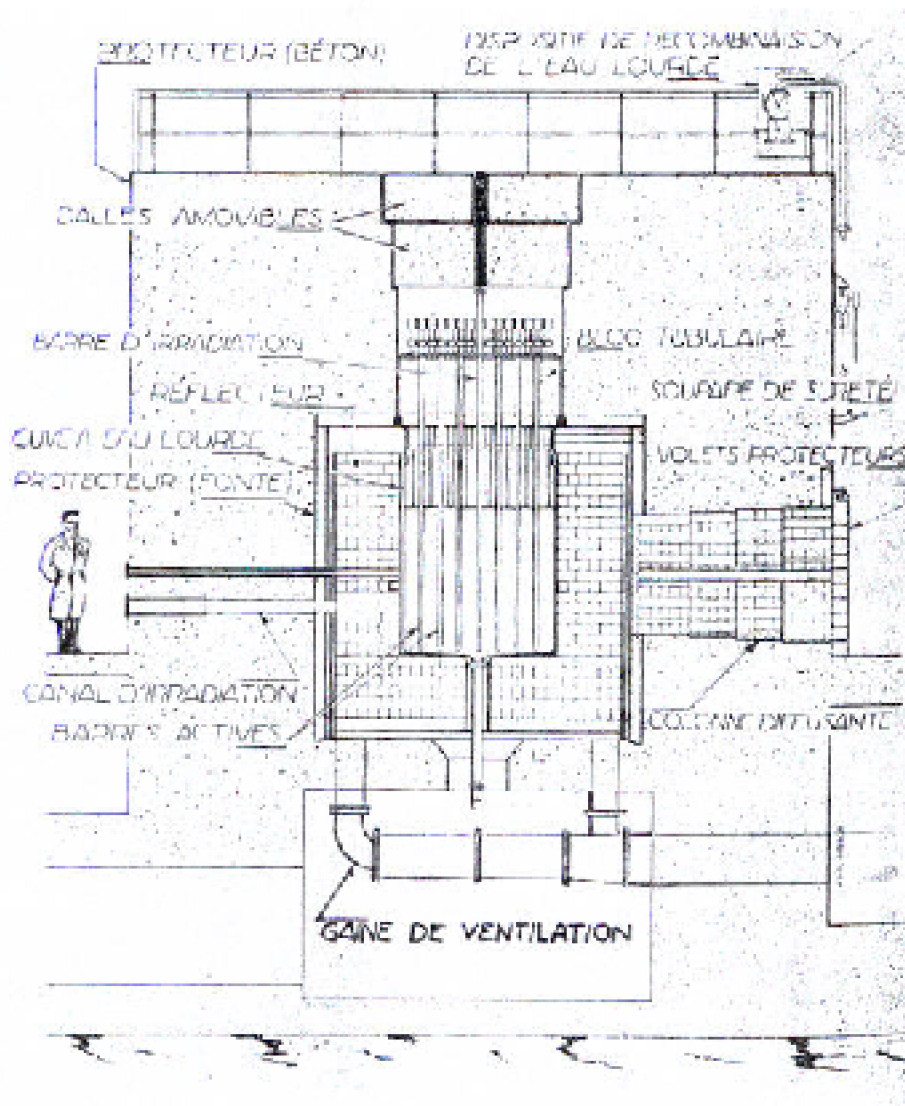


Schéma de la pile EL2. D'après Yvon, J., «Les piles atomiques», *Revue de l'enseignement supérieur*, novembre 1959, p. 58.

EL2 diverge le 21 octobre 1952. Elle est la première pile construite sur le site du Centre nucléaire de Saclay, créé en 1949, à une cinquantaine de kilomètres au Sud de Paris. Le combustible d'EL2 est constitué par 3 tonnes d'uranium naturel en 136 barres de 2,15 m de long, réparties suivant un réseau hexagonal. Les barres contiennent chacune quatre cartouches d'uranium superposées (26 mm de diamètre, 500 mm de long), gainées de magnésium. Ces barres plongent dans le modérateur composé de 5,7 tonnes d'eau lourde, contenu dans une cuve cylindrique d'aluminium de 2 m de diamètre et de 2,5 m de hauteur. Un réflecteur en graphite de 1 m d'épaisseur entoure la cuve. Le gaz carbonique réfrigérant circule autour des barreaux d'uranium puis est refroidi par de l'eau dans trois échangeurs.

Témoignage du peu de maturité de l'énergie atomique en France en 1955, et de son

corollaire, le faible questionnement en matière de sûreté, Jacques Yvon pouvait écrire à l'occasion de la première conférence internationale sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique en 1955 : «Lors de la conférence de Genève, la question suivante nous avait été posée : Que faites-vous s'il y a une rupture de gaine ? Nous avons pu répondre fièrement que nous n'avions pas l'expérience d'un tel ennui. Ce qui prouvait que nos cartouches étaient d'une bonne fabrication. Mais, il faut l'avouer aussi, qu'elles n'avaient pas atteint un âge avancé. L'année passée notre expérience s'est améliorée à cet égard.»⁵⁸ La pile allait en effet connaître ses premiers incidents l'année suivante.

2.1.6.2. Premiers incidents d'EL2

Au cours de l'année 1956, diverses améliorations permettent de faire passer la puissance d'EL2 de 1500 à 2000 kW. Mais des incidents se manifestent à partir du 1^{er} juin 1956. Ce jour-là, on constate que la température d'une cellule s'élève anormalement. Simultanément, une activité radioactive anormale est décelée au voisinage des soufflantes qui assurent la circulation du gaz carbonique. La pile est arrêtée. La cellule en question est enlevée, ainsi que ses voisines qui présentent une contamination radioactive. L'examen aux rayons X montre un fort gonflement de la gaine d'une des cartouches. On peut supposer que la gaine est rompue, sans que l'observation permette de le prouver. C'est un service spécial, le Service de Protection contre les Radiations⁵⁹ qui effectue des mesures et en déduit que 25 grammes environ d'uranium ont brûlé.

Un nouvel incident se produit le 14 juillet : une activité nettement anormale due à des produits de fission est à nouveau détectée dans le gaz carbonique, la pile est arrêtée. L'observation montre que la gaine d'une cartouche centrale s'est fissurée. Avant de remettre la pile en marche, d'importants travaux seront nécessaires : nettoyage des canalisations contaminées, installation de filtres sur le circuit de gaz carbonique, installation de filtres à la base de la cheminée.

Mais surtout, ces incidents accélèrent la mise au point d'un système de détection de ruptures de gaines (DRG). Ce système doit permettre de repérer les fuites au moment où elles se produisent, sans avoir à attendre qu'un service extérieur ne vienne mesurer la radioactivité qui s'est répandue suite à la rupture, ou à observer directement l'état des cartouches de combustible. Yvon décrit le principe de ce nouveau mécanisme de détection, essentiel pour la sécurité de l'installation : «En outre a été mise en service une installation qui était seulement en préparation lors de l'accident (souligné par nous) : à la sortie de chaque cellule une fine canalisation prélève une petite quantité de fluide qui est envoyée devant des compteurs de rayonnement : si la gaine se rompt ou présente une fêlure, des produits de fission se répandent dans le gaz ; afin d'assurer une certaine sélectivité le compteur est protégé de manière à ne compter que les \square durs caractéristiques des produits de fission gazeux (krypton et xénon). Une telle installation a été imaginée et réalisée par le Service des Constructions Electriques. Lorsqu'une cellule s'avère défailante, il ne reste plus qu'à arrêter la pile et à décharger la file de cartouches

⁵⁸ Yvon, «Les Piles Atomiques en France», Le Journal de Physique et le Radium, T. 18, N°10, Octobre 1957, pp. 538-546, p. 546.

⁵⁹ Nous développons plus loin la genèse de ces premiers services au sein du CEA.

incriminées. La détection de rupture de gaine permet d'intervenir avant que la fêlure ne soit franche de même que le thermocouple, moins spécifique, permet d'intervenir si une grosse déformation précède une fêlure.»⁶⁰ Les Britanniques avaient apporté la même réponse sur leurs installations de Windscale un peu plus de six ans auparavant : ils avaient d'abord pensé qu'une analyse globale de l'air de refroidissement suffirait à alerter les producteurs en cas de fuite de produits radioactifs due à une rupture de gaine. Mais ils conclurent finalement qu'un système de contrôle général ne serait pas suffisamment efficace et qu'il était préférable de détecter toute rupture le plus tôt possible. Pour cela, ils décidèrent, une semaine avant le premier démarrage de la pile, de l'équiper d'un système qui contrôle des échantillons provenant de chacun des 3 000 canaux.⁶¹

L'exemple d'EL2 illustre deux aspects de l'histoire de la sécurité des piles dans cette première partie du développement de l'énergie atomique. Tout d'abord, la sécurité est du ressort des physiciens eux-mêmes, qui mettent petit à petit au point des instruments pour mieux contrôler la machine qu'ils développent. L'histoire de la sécurité nucléaire peut ainsi apparaître comme le récit du cheminement des concepts, et de la prise de conscience progressive par les physiciens et les ingénieurs de la spécificité du risque présenté par les installations atomiques. Mais au-delà de ce monde de techniciens, toute l'histoire de la sécurité nucléaire mêle intimement plusieurs disciplines, que ce soient celles du ressort des ingénieurs qui conçoivent, construisent et exploitent la machine en évitant l'accident, ou encore celle des médecins qui évaluent les effets nocifs de la radioactivité sur l'être humain. L'exemple de l'incident d'EL2 montre l'intervention d'un Service dit «de Protection contre les Radiations» pour mesurer l'activité radioactive, car ce service fut en effet le premier organisme chargé de sécurité à être institué au sein du CEA.

2.2. 1951 : Première institutionnalisation : la protection. Médecins et ingénieurs

Une des problématiques de l'histoire de la sécurité nucléaire réside dans la difficile définition des rôles entre deux disciplines forcément liées par la nature même du danger atomique : la (radio)protection et la sûreté. Le télescopage de ces deux disciplines marque l'histoire de la maîtrise du risque nucléaire en France, à la fois du fait de la délimitation du champ d'activité - schématiquement, la sûreté doit mettre en œuvre les moyens pour éviter le rejet de substances radioactives tandis que la (radio)protection s'attache à la mesure de cette radioactivité et à ses conséquences sur la santé - mais aussi du fait de rivalités institutionnelles, de pouvoir aussi, entre des corps de métier aux traditions différentes. Les deux disciplines travailleront parfois de façon séparée ou en collaboration, leur poids respectif dans les préoccupations de sécurité sera fluctuant, en fonction de l'appréciation du danger.

⁶⁰ Yvon, «Les piles atomiques...», op. cit., p. 547.

⁶¹ Cf. Pocock, R.F., Nuclear Power. Its Development in the United Kingdom, The Institution of Nuclear Engineers, Old Woking, 1977, p. 15.

2.2.1. Une affaire de médecins : le Service de Protection contre les Radiations (SPR)

Même si au début de 1947 une division biologique et médicale était créée au CEA, celle-ci s'était consacrée plus à la sécurité industrielle classique (prise en charge des accidents du travail), et aux recherches biomédicales sur les isotopes radioactifs, qu'à protéger le personnel de la radioactivité. Selon Spencer Weart, Zoé faisait courir un réel danger aux travailleurs. C'est pourquoi au début de 1949, Kowarski alla visiter le nouveau centre nucléaire britannique d'Harwell. A son retour, il conseilla de réviser et de développer les services de protection. «Son grand souci était la protection des travailleurs; la pollution de l'environnement n'inquiétait pas beaucoup, à ce stade, car on n'avait pas encore les moyens d'y provoquer des risques bien sérieux.»⁶² Dans les premières années du Commissariat à l'Energie Atomique, l'essentiel de l'activité est en effet constitué d'un travail de laboratoire, d'extraction de minerai, et les piles ont une puissance faible. Ce sont donc moins les risques d'explosion que le danger des rayonnements qui préoccupent. Au fur et à mesure que se développeront les applications concrètes de l'énergie atomique, comme le montrent les incidents d'EL2, les préoccupations concernant la maîtrise technique des machines, l'œuvre des physiciens et des ingénieurs, prendront le dessus sur le travail plus en aval des biologistes et des médecins.

Les questions de protection contre les rayonnements sont tout d'abord appréhendées au CEA sous les auspices du professeur Bugnard, Directeur de l'Institut National d'Hygiène, qui est désigné par les responsables du CEA comme Conseiller scientifique. Sur la recommandation du Professeur Bugnard un jeune médecin appelé à jouer un rôle de premier plan dans le domaine de la protection, le docteur Henri Jammet, électroradiologiste, est recruté au CEA en 1950. Il rejoint le service d'électronique de M. Surdin. Sous l'impulsion du Professeur Bugnard est créée en 1951 la première structure permanente et centralisée du CEA chargée du problème des rayonnements : le Service de Protection contre les Radiations (SPR). Ce service est directement rattaché au cabinet du Haut-Commissaire. Le docteur Jammet est nommé chef du service. Précisées dans sa note de création du 6 novembre 1951, ses attributions sont les suivantes :

«a) Etude et mise au point des techniques de détection et des moyens de protection relatifs aux dangers particuliers auxquels est exposé le personnel du CEA en raison des études et travaux effectués par cet organisme, notamment dans le domaine des radiations et des poussières. b) Introduction de ces techniques et moyens dans la pratique courante du travail des services du CEA. Elaboration des consignes concernant leur application. Surveillance de l'exécution de ces consignes. Elaboration et mise en œuvre de mesures spéciales destinées à faire face à des situations exceptionnelles, à des dangers nouveaux, à l'inexécution totale ou partielle des consignes générales. c) Recherches physiques, chimiques et biologiques propres à avancer la connaissance des dangers en question et à améliorer les techniques destinées à leur faire face.»⁶³

⁶² Spencer Weart, op. cit., p. 350.

⁶³ Note de Service B-41 en date du 6 novembre 1951, signée par le Haut-Commissaire Francis Perrin. Archives CEA.

On reste donc encore dans une sécurité type «sécurité du travail», pour les personnels, face à un danger certes nouveau, celui des radiations; mais il n'est fait référence que de façon elliptique à des «situations exceptionnelles». On est loin de ce qui sera le fondement de la sûreté, la nécessité de prévenir l'accident. On doit «faire face», donc se protéger a posteriori d'un danger dont on n'est pas chargé de combattre les causes. Mais si l'essentiel des missions du SPR apparaît plus du ressort des ingénieurs - on parle de «mise au point des techniques de détection et des moyens de protection» -, la collaboration avec les médecins est nécessitée par la pluridisciplinarité des recherches «physiques, chimiques et biologiques». Il est également spécifié dans la note de création que le chef de ce service ainsi que le chef du Service Sanitaire doivent assurer des échanges réguliers et réciproques des éléments d'informations qu'ils recueillent. Et la note ajoute même que «l'un ou l'autre chef de service peut obtenir communication de tout dossier particulier qu'il désire, ce qui implique qu'ils appartiennent tous deux au corps médical.» Cet aspect juridique explique pourquoi c'est un médecin, le docteur Jammet qui est nommé ⁶⁴ chef du SPR.

Ce service comporte trois groupes, chargés respectivement de la surveillance des mines, des piles et accélérateurs, des ateliers et laboratoires de chimie et métallurgie. De 1951 à 1956, le SPR assure la protection dans ces trois domaines principaux d'intervention du CEA : la protection autour de la pile Zoé, qui consiste essentiellement à assurer la dosimétrie individuelle des travailleurs; la protection au cours de la mise au point des procédés chimiques de traitement du combustible et la préparation des isotopes radioactifs obtenus par irradiation en pile (l'usine de fabrication de plutonium de Châtillon est dotée en 1953 de la première équipe de protection radiologique implantée dans une installation nucléaire); la protection et la surveillance du personnel des mines souterraines d'uranium.

Mais surtout le SPR assure la préparation puis la publication, le 26 janvier 1953, d'un Règlement général sur la Protection contre les Radiations. Le règlement est signé à la fois par le Haut-Commissaire Francis Perrin et l'Administrateur Général Pierre Guillaumat. Ce règlement donne au SPR des attributions assez contraignantes pour les unités du CEA qui font fonctionner des installations - les exploitants - puisqu'il assure au SPR l'accès sur tous les lieux de travail, lui donne la responsabilité du choix et de la mise en œuvre des méthodes de détection, l'élaboration des consignes de protection et la vérification de leur efficacité. Le règlement lui donne enfin le pouvoir d'arrêter toute activité jugée dangereuse. Ceci explique sans doute les réticences des chefs d'unités et leur manque de bonne volonté pour accueillir le système de contrôle mis en place. Cette réticence que constatent à la fois l'Administrateur Général et le Haut-Commissaire explique pourquoi l'Administrateur Général recrute en mai 1955 un militaire de l'armée de terre, Francis Duhamel, pour renforcer le SPR, dont il est nommé Chef-Adjoint. ⁶⁵

⁶⁴ Note de Service B-45 du 16 novembre 51, signée du Haut-Commissaire Francis Perrin et de l'Administrateur Général Pierre Guillaumat. Archives CEA.

⁶⁵ Ce choix d'un militaire s'explique par le fait que le CEA est en train de mettre en place les structures pour la préparation des armes nucléaires, faisant ainsi appel à un certain nombre d'Officiers des trois armées.

Mais pour éviter que le contrôle apparaisse trop coercitif et qu'il soit encore une fois mal accepté par les unités opérationnelles, décision est prise de lui adjoindre un élément d'égale importance qui apporte un concours positif aux unités. Un groupe dit de «génie radioactif» est ainsi créé à Saclay en mai 1955⁶⁶. Le groupe de Génie Radioactif, rattaché au SPR et placé sous l'autorité de son Chef Adjoint, Duhamel, est chargé de centraliser les études concernant la Protection contre les radiations entreprises par le SPR et les autres services. Il remplit vis-à-vis des services du CEA les fonctions de bureau d'études pour toutes les questions relatives à la protection contre les radiations, notamment pour les équipements nécessaires aux matériaux très actifs, pour les installations de traitement des effluents radioactifs et pour la décontamination. Des ingénieurs sont ainsi associés aux médecins par l'intermédiaire de ce groupe.

2.2.2. Création du SHARP et du SCRGR. Médecins ici, ingénieurs là

Moins d'un an après la création du Groupe de Génie Radioactif, le SPR se scinde en deux, plaçant les ingénieurs d'un côté, les médecins de l'autre. Cette scission illustre la difficulté de définir l'objet de la protection, entre tâches d'ingénieurs et de médecins. D'ailleurs, à l'époque, il n'existe pas de terme français pour qualifier l'activité des ingénieurs du groupe de Génie Radioactif, alors que les Anglo-saxons résumant cette nouvelle branche de la physique appliquée aux questions médicales sous le terme de «Health Physics».⁶⁷

Côté Français, l'option choisie est de séparer plus distinctement les deux domaines. Plusieurs raisons peuvent expliquer cette séparation : le CEA entre dans une phase de croissance exponentielle puisque les grands centres d'études et d'activité industrielle sont ou sont sur le point d'être créés; l'exploitation des gisements d'uranium s'étend; les grands programmes de recherche et de développement à la fois industrielle et militaire sont lancés, ce qui accroît d'autant les responsabilités du SPR. Par ailleurs, la France est présente au sein des organisations internationales telles que la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR), le Comité Scientifique de l'ONU (UNSCEAR) qui naît en 1955 pour étudier les problèmes que pose l'augmentation de la radioactivité de la planète. Le Professeur Bugnard et le Dr. Jammet doivent ainsi consacrer une partie non négligeable de leur activité aux travaux de ces organisations et il paraît de plus en plus nécessaire que, dans ces tâches, ils puissent s'appuyer sur un service du CEA qui soit plus orienté que ne l'est le SPR vers la recherche appliquée en radiopathologie. Un troisième motif à cette spécialisation peut être évoqué, à savoir la difficulté de collaboration entre ingénieurs et médecins. Ces équipes sont en effet formées à des disciplines différentes : disciplines médicales et d'hygiéniste d'une part et disciplines de l'ingénieur de l'autre. C'est par ailleurs l'époque où de nombreux ingénieurs reviennent de visites aux USA où la protection est avant tout affaire d'ingénieurs.

C'est pourquoi décision est prise en 1956 de remplacer le SPR par deux services qui

⁶⁶ Note de Service B-256 du 10 mai 55. Archives CEA.

⁶⁷ Parmi les premières traductions de textes anglo-saxons sur le sujet par EDF à la fin des années cinquante, on note l'utilisation du terme de «physique sanitaire», qui sera abandonné par la suite.

se veulent «à vocation complémentaire»⁶⁸ : le Service d'Hygiène Atomique et de Radiopathologie (SHARP) et le Service de Contrôle des Radiations et de Génie Radioactif (SCRGR).

Le SHARP est placé sous l'autorité d'un médecin spécialiste, et il ne faut pas moins de 16 paragraphes pour préciser ses missions. Le SHARP doit définir les dangers dus aux radiations ou aux corps radioactifs auxquels peut être exposé le personnel du CEA du fait de ses activités professionnelles, il doit définir les doses et intensités de tolérance, effectuer les recherches nécessaires pour améliorer ces définitions. Il doit conseiller le Service Médical et Social pour la fixation de la nature et de la fréquence des examens de surveillance médicale du personnel et pour la prévision des mesures médicales à prendre en cas d'irradiation accidentelle. Il doit de plus indiquer la nature des mesures de contrôle à effectuer suivant les travaux auxquels se livre le personnel, les méthodes à mettre en œuvre et les consignes à appliquer, conseiller les chefs de service sur ces consignes de sécurité. A cela s'ajoute un rôle d'inspection des divers établissements du CEA en ce qui concerne les conditions d'application des consignes de sécurité relatives à la protection contre les radiations et les contaminations radioactives, les rapports d'inspection du chef du SHARP devant être adressés à l'Administrateur Général et au Haut-Commissaire. Enfin, il doit procéder à des recherches sur les applications thérapeutiques des rayonnements, les fixations biologiques des radioéléments pouvant contaminer les effluents des installations atomiques. Il s'agit donc d'un travail de définition du danger des radioéléments en terme de médecine, de biologie, de thérapeutique.

De son côté le SCRGR reçoit pour mission d'effectuer les mesures de contrôle des radiations sur les personnes, dans les locaux, aux alentours des établissements du CEA selon les prescriptions ou les demandes formulées par le SHARP. Il doit fixer les règles à faire observer dans les différents laboratoires ou ateliers, pour que les conditions de travail y soient conformes aux normes fixées par le SHARP, veiller à l'application rigoureuse de ces règles. Le paragraphe 3-5 de la note de 1956 lui accorde des pouvoirs contraignants pour les exploitants, puisque le SCRGR doit vérifier que les projets de constructions nouvelles - qui doivent lui être obligatoirement soumis - sont satisfaisants du point de vue de la protection du personnel contre les radiations. Il doit en outre former des équipes de secours techniques et de décontamination, et également organiser une permanence de secours dans les principaux établissements du CEA.

Le Groupe de Génie radioactif créé en 1955 est rattaché au SCRGR. Il est chargé des études concernant l'amélioration des moyens de mesure et de protection contre les radiations, ainsi que des fonctions de bureau d'études pour toutes les questions relatives à la protection contre les radiations, que ce soit pour les personnels ou les installations (laboratoires, équipements nécessaires à la manipulation de matériaux très actifs, installations de traitement des effluents et déchets radioactifs).

Le Docteur Henri Jammet est nommé Chef du SHARP et Francis Duhamel Chef du SCRGR.⁶⁹

En outre, pour éviter que cette spécialisation ne compartimente trop les problèmes,

⁶⁸ Note de Service B 300 du 6 avril 1956. Archives CEA.

est créé un Comité de Protection contre les Radiations comprenant les Chefs du SHARP, du SCRGR, du Service Médical et Social, le Directeur chargé de l'Administration Générale, le Directeur du Cabinet du Haut-Commissaire en assurant la présidence. Il est prévu que le comité se réunisse six fois par an. «Ce Comité est chargé de maintenir la liaison la plus étroite entre les responsables de la protection contre les radiations au CEA, de coordonner et de suivre les travaux des divers services, de veiller à ce qu'aucun des problèmes posés par la protection contre les radiations ne reste sans solution.» Malgré cette coordination, l'un et l'autre service vont se développer avec des destins différents, effectuant une distinction croissante entre les aspects «sanitaire» et «physique» de la protection, puis entre protection et sûreté.⁷⁰

Au sein du SHARP se constituent des laboratoires de recherche radiobiologique et radiopathologique qui font progresser en particulier les techniques de radiotoxicologie et de mesure spectrométrique «in vivo». Une partie du Service est appelée en 1958 à jouer un rôle important dans les examens dosimétriques et cliniques qu'exigent les soins donnés à l'Hôpital Curie, sous la responsabilité du Docteur Jammet, aux victimes du premier accident de criticité survenu en Europe le 15 octobre 1958 à Vinca en Yougoslavie. Sur les cinq irradiés qui sont sauvés, quatre font l'objet, pour la première fois chez l'homme, d'une transplantation de cellules de moelle osseuse rouge, ce qui est souvent présenté comme un exploit de l'équipe française. L'accident de Vinca est révélateur du type d'accident dit de criticité, c'est-à-dire dû à une réaction en chaîne non contrôlée, qui est, dans ces premières années de développement de l'énergie atomique, considéré comme le principal danger.⁷¹ Une caractéristique de ces accidents est le fait que les victimes sont les scientifiques eux-mêmes, ce qui explique l'accent mis sur la «protection».

Dans cette période, les chefs du SHARP vont tenir un rôle actif dans les organisations internationales qui de façon croissante élaborent des règles plus ou moins contraignantes pour les Etats en matière de protection contre les rayonnements. Les spécialistes du CEA veulent ainsi faire entendre la voix des Français, que ce soit lors des travaux qui préparent les recommandations en matière de dose de la CIPR ou les directives de la Communauté Européenne sur les normes de base; ils participent aux rapports de l'UNSCEAR à l'Assemblée Générale des Nations Unies, aux publications de l'AIEA, ou encore aux études de l'OCDE.

Conformément à ses missions, le SHARP constitue les archives dosimétriques de l'ensemble du personnel du CEA et développe l'information des agents du CEA sur les

⁶⁹ Au sein du SHARP on peut citer les noms de Mme Alibert et M. Michon des laboratoires de radiobiologie et radiopathologie, rejoints par les docteurs Mechali et Lafuma. Côté SCRGR, citons quelques noms d'ingénieurs que nous rencontrerons souvent par la suite, messieurs Pradel, Candès, Lavie, Menoux.

⁷⁰ Un schéma présente plus loin l'évolution des organisations en charge de la protection et de la sûreté. Au départ regroupées, une distinction s'opère nettement entre une partie gauche «protection - biologie» et une partie droite «protection - sûreté».

⁷¹ Mais ces préoccupations passeront à l'arrière-plan après le développement des gros réacteurs et en particulier des réacteurs à eau pressurisée; elles reviendront sur le devant de la scène de la sûreté nucléaire après l'accident de Tchernobyl.

dangers des radiations et les précautions à prendre pour s'en protéger. Le SHARP est transformé en 1961 en un Département de Protection Sanitaire, qui sera rattaché à la Direction de la Biologie et de la Santé lors de sa création en 1964.

Du côté du SCRGR, les activités sont axées sur la prévention et la surveillance sur le terrain des Centres et des Installations. Ces activités sont de plus en plus nombreuses et variées : elles vont de la protection des divisions minières et des usines de traitement du minerai, en passant par la protection des piles, accélérateurs et sources de haute activité, mais aussi de leurs sites et de leur environnement. Le SCRGR intervient également en cas d'incident, et effectue des opérations de décontamination et de stockage des déchets. Il assure la diffusion de notes pour attirer l'attention des chefs d'unité sur les dangers des rayonnements et sur la nécessité d'informer le SCRGR de la mise en service de certaines installations. Mais si le SCRGR effectue les contrôles, c'est le SHARP qui définit les doses et le type de contrôles.⁷² En 1958 le SCRGR donne naissance à des Services de Protection contre les Radiations (SPR) de Centres, tout d'abord sur les sites de Fontenay-aux-Roses (ex-Châtillon) et de Saclay, puis de Marcoule et de Grenoble. Sa mission est élargie au contrôle des transports radioactifs en 1959.⁷³

2.2.3. Vie tourmentée du SCRGR jusqu'à sa suppression en 1964

Cette fonction de contrôle allait poser certaines difficultés aux ingénieurs du SCRGR, confrontés à la mauvaise volonté des chefs de service des centres nucléaires. C'est pourquoi Francis Perrin édite en 1957 une note dont l'objet est le «Contrôle des installations» par le SCRGR qui les rappelle à l'ordre : «Il est rappelé que les Chefs de Services doivent recueillir l'avis du SCRGR sur tout projet d'établissement ou de modification d'une installation - construction ou appareillage - dont le fonctionnement requiert la mise en œuvre des moyens de protection ou de dispositifs de sécurité contre les radiations ou la contamination radioactive.» Il s'agit donc d'un rappel des missions attribuées au SCRGR dans sa note de création. La suite de la note, adressée aux Directeurs, Chefs de Département, Chefs de Service et de Section, stipule en effet dans ses points 2 et 3 : «Les Chefs de Service responsables doivent avoir l'autorisation du Chef du SCRGR pour la mise en marche (y compris les essais de fonctionnement) de toute installation nouvelle ou ayant subi des modifications dans ses dispositifs de protection et particulièrement dans ses dispositifs automatiques de sécurité. Le Chef du SCRGR recevra des services responsables tous documents qu'il jugera nécessaires au contrôle dont il a la charge.»⁷⁴ En fait, cette note ne fait qu'aggraver les malheurs du SCRGR : signée de Perrin seul, elle prescrit l'intervention obligatoire du SCRGR pour tout projet, modification ou mise en marche d'installation. Elle est de ce fait mal accueillie par les Départements : elle prévoit la rédaction par le SCRGR d'une fiche d'étude préalable à

⁷² Une note du 31 mai 1956 adressée au SCRGR par Jammet définit les contrôles à effectuer. En juillet 1956, une note signée F. Perrin donne la définition des limites de doses et de débits de doses admissibles pour les travailleurs du CEA.

⁷³ Note de service C 265 du 20.11.1959. Archives CEA.

⁷⁴ Note HC/1223 du 16 février 1957, signée F. Perrin. Archives CEA.

la demande d'ouverture de crédit. Administrativement, une telle demande est du ressort de l'Administrateur Général. La note de Perrin aurait donc dû être soumise à sa signature. Ce texte ne sera pas respecté dans l'ensemble et dressera contre le SCRGR une grande partie des Chefs d'unité du CEA.

Ceci témoigne peut-être d'une certaine méconnaissance par Francis Perrin des aspects administratifs des problèmes, mais aussi d'un certain nombre de désaccords avec l'administrateur général, Perrin considérant les problèmes de sécurité comme prioritaires. Cette note qui date de 1957, montre bien les préoccupations du Haut-Commissaire en la matière. Comme nous le verrons par la suite, c'est à peu près à la même époque que Perrin charge Jacques Yvon de mettre en place un groupe de sécurité qui sera à la base de la création d'une Commission de Sûreté des Installations Atomiques, présidée par le Haut-Commissaire. C'est également dans ces années, le 6 février 1958 exactement, qu'est créée sur demande du responsable des Armes Spéciales une Commission de Sécurité qui a la charge d'étudier les normes et consignes à respecter en ce qui concerne les essais atomiques militaires de Reggane. Francis Perrin lui-même préside cette commission, composée de personnalités scientifiques, médicales et militaires.⁷⁵

Ce rôle de contrôle des activités des autres services du CEA, justifié par les impératifs de protection contre les radiations, ne met donc pas le SCRGR dans une position facile à tenir. D'autant plus que la délimitation de ses compétences par rapport à celles du SHARP puis du Département de Protection Sanitaire (DPS) n'est pas évidente, ce dont témoigne un certain nombre de conflits entre les chefs des deux services, Duhamel et Jammet.⁷⁶ Le rôle du SCRGR deviendra plus flou après la création en 1960 de la première structure centralisée du CEA chargée de prendre en charge les problèmes de sécurité, la Commission de Sûreté des Installations Atomiques.⁷⁷ Une deuxième explication à la perte de pouvoir du SCRGR est la tendance à la décentralisation de la protection qui s'est renforcée au cours de l'extension du CEA : chaque centre ou usine a ses problèmes spécifiques et les directions d'établissement qui ont la responsabilité de la sécurité sont amenées à créer des unités locales de radioprotection dont les liens avec le SCRGR ne pouvaient que s'affaiblir.

C'est pourquoi les responsables du CEA décident en 1964 de créer à la place du SCRGR deux services⁷⁸, l'un de protection, le Service Technique d'Etudes de Protection (STEP), l'autre de sûreté, le Service d'Etudes de Sûreté Radiologique (SESR).

Le STEP est rattaché à la Direction de la Biologie et de la Santé (DBS) du Professeur Bugnard. Ses attributions concernent l'étude, le développement, l'amélioration des

⁷⁵ Général Charles Ailleret, L'aventure atomique française. Comment naquit la force de frappe, Grasset, Paris, 1968, pp. 278-280.

⁷⁶ Note de Duhamel au chef du DPS, 28/2/64. Note de Jammet au chef du SCRGR, 3/3/64.

⁷⁷ Certaines des équipes techniques du SCRGR seront amenées à devenir des soutiens spécialisés des Sous-Commissions qui assureront l'interface entre les services techniques de sûreté et les instances de décision.

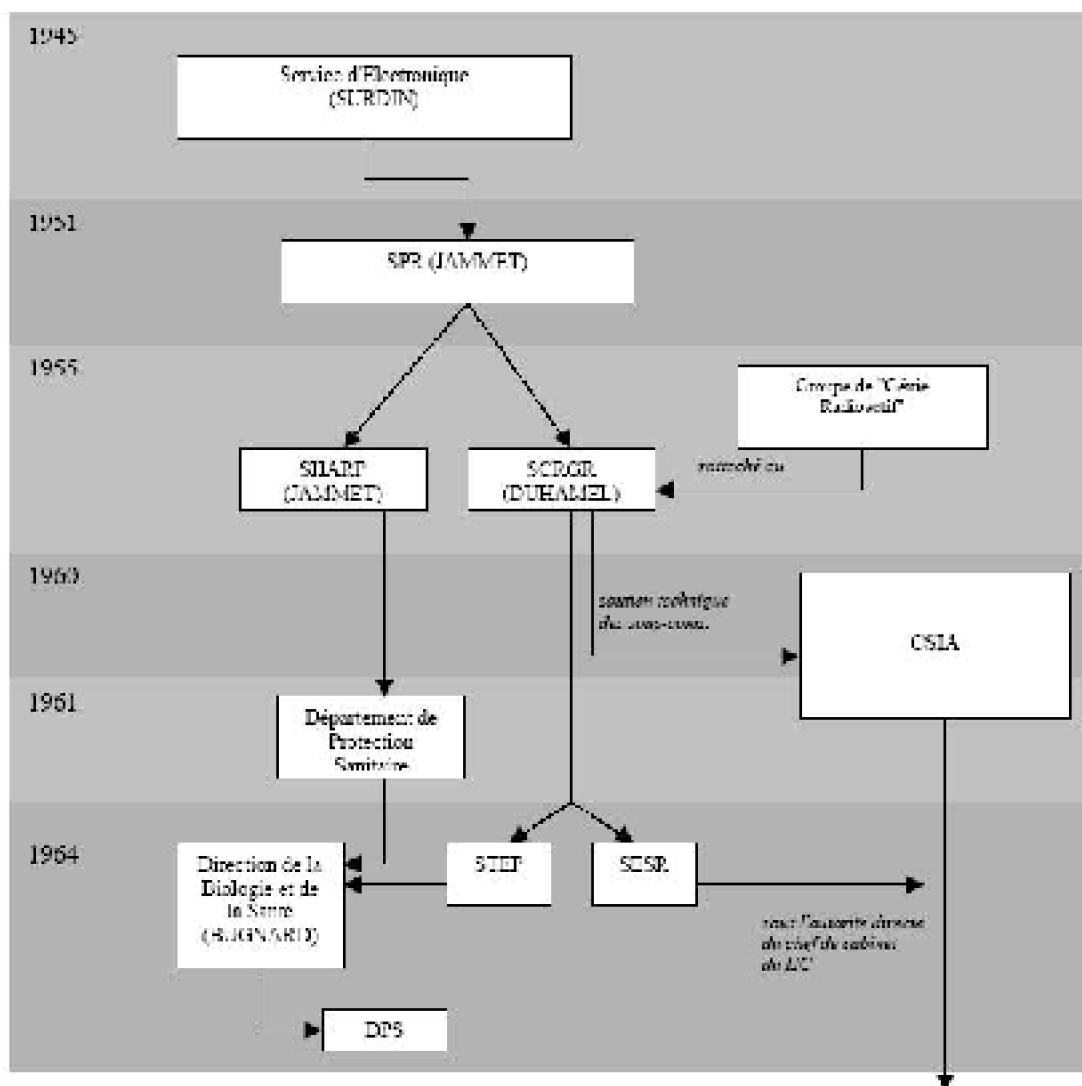
⁷⁸ Note de Service C-946, Instruction Générale, du 26.11.64, signée F. Perrin et R. Hirsch. Archives CEA.

moyens et techniques de protection : cellules et enceintes blindées, fenêtres de protection, télé-manipulateurs, engins d'intervention, conteneurs blindés, enceintes étanches, dispositifs d'étanchéité, dispositifs d'épuration des effluents gazeux, équipements de protection individuelle, appareils de détection et de contrôle. Il travaille selon les prescriptions de la Commission de Sûreté. Pour les besoins propres du Département de Protection Sanitaire, il effectue des recherches pour déterminer la forme physico-chimique des produits contaminants. Les relations entre cadres de différentes spécialités semblent avoir été particulièrement tendues puisque Bugnard, chef de la Direction de la Biologie, tient à préciser lors de la création au sein du DPS de deux unités dont l'une traiterait des problèmes de radioécologie et l'autre du contrôle radiologique, qu'en accord avec le Haut-Commissaire, ils avaient convenu «de faire en sorte qu'un équilibre soit établi entre les biologistes et les physiciens ou chimistes à l'intérieur du DPS».⁷⁹

Le Service d'Etudes de Sûreté Radiologique (SESR) est lui placé sous l'autorité directe du Directeur de Cabinet du Haut-Commissaire. Il est chargé d'études générales, expérimentales ou théoriques, concernant l'évaluation des risques en matière de sûreté radiologique et la prévision des dangers consécutifs à un incident ou accident. Il doit participer à l'élaboration des projets et, à ce titre, effectuer les études particulières liées à la sûreté radiologique de ces installations ou de leurs sites qui lui sont confiées par la Commission de Sûreté.

Mais c'est du sein du Département d'Etudes de Piles, le département développeur des réacteurs, que vont venir les préoccupations de ce qui deviendra la «sûreté nucléaire».

⁷⁹ Lettre du Directeur de la Biologie et de la Santé au Haut-Commissaire, datée du 9.6.65. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, M5/02-66.



Succession des organismes en charge de la protection et de la sûreté au CEA

CSIA : Commission de Sûreté des Installations Atomiques (créée en 1960)

SPR : Service de Protection contre les Radiations

SHARP : Service d'Hygiène et de Radiopathologie

SCRGR : Service de Contrôle des Radiations et de Génie Radioactif

STEP: Service Technique d'Etudes de Protection

SESR : Service d'Etudes de Sûreté Radiologique

DPS : Département de Protection Sanitaire

2.3. Les ingénieurs, comme monsieur Jourdain : la sécurité en marchant

2.3.1. Réorganisation du CEA : le tournant industriel et militaire (1952)

Le changement de la situation internationale à la fin des années 40 avec le début de la guerre froide en 1947 pousse les ministres communistes à quitter le gouvernement en France. L'année de la signature du pacte atlantique en 1949, le CEA est secoué par une crise politique : Frédéric Joliot-Curie, président du Congrès mondial des partisans de la paix, déclare lors d'un meeting communiste qu'il s'oppose à la fabrication d'armes atomiques, qui ne pourraient qu'être utilisées contre l'Union soviétique. Le gouvernement juge cette déclaration inadmissible de la part du chef scientifique de l'agence gouvernementale chargée du développement des applications de l'atome, et donc des armes : Frédéric Joliot est révoqué par Georges Bidault le 28 avril 1950. Francis Perrin lui succède au poste de Haut-Commissaire en avril 1951, charge qu'il assumera pendant vingt ans jusqu'en 1970. Quant au poste d'Administrateur Général, il subit également un changement de titulaire avec le décès de Raoul Dautry durant l'été 1951. Dautry est remplacé par Pierre Guillaumat. Sous la direction de Guillaumat, de 1951 à 1958, le CEA va connaître un développement fulgurant : il passe dans l'intervalle de 1500 membres en 1951 à 10 700 en 1958.

Ces changements à la tête du CEA marquent une véritable rupture : l'ère des pionniers se termine en quelque sorte avec le départ de Joliot et la mort de Dautry. La réorganisation des structures internes du CEA scelle la fin de la prédominance des scientifiques, au profit des ingénieurs polytechniciens. Un décret ministériel du 3 janvier 1951 modifie l'ordonnance de 45, afin d'autoriser l'accès au Comité à l'Energie Atomique à des personnalités de l'administration et de l'industrie, et non plus aux seuls scientifiques reconnus pour leur compétence dans le domaine atomique. Le 9 juillet de la même année est actée une décision suivant laquelle les collaborateurs du CEA peuvent être licenciés par l'Administrateur Général seul, sans avis du Haut-Commissaire⁸⁰. L'Administrateur Général, défenseur des intérêts de l'administration de l'Etat et des firmes privées, prend le pas sur le Haut-Commissaire.

La carrière de Guillaumat⁸¹ jusqu'à sa nomination par Félix Gaillard⁸² au poste

⁸⁰ D'après Bénédicte Vallet, «The Nuclear Safety Institution in France : Emergence and Development», Dissertation pour le grade de docteur en philosophie de l'Université de New York, 1986, p. 43.

⁸¹ Il quitte le CEA en 58 pour devenir Ministre des Armées (cabinets de Charles de Gaulle 58-59 et Michel Debré 59-60), Ministre délégué auprès du Premier Ministre (60-62). Côté industrie, Guillaumat a été entre autres Président de la société Rhône-Alpes (63-64), du Groupe Prospective 1985 (63), Président d'EDF (64-65), Président-directeur général de l'Union générale des Pétroles (UGP) de 62 à 66, de la Société nationale Elf-Aquitaine (65-77), d'Erap (65-77). Président du Conseil d'Administration de l'Ecole polytechnique (71-74), chef incontesté du Corps des Mines, il se consacre après son départ d'ELF en 1977 au rapprochement des milieux scientifiques et industriels comme Président du Comité de liaison Science Industrie auprès du CNRS. Pierre Guillaumat meurt en 1991. Cf. Beltran, A., Soutou, G.-H., (dir.), Pierre Guillaumat, la passion des grands projets industriels, Rive droite, Paris, 1994.

⁸² Félix Gaillard, secrétaire d'Etat à la Présidence du Conseil depuis le 11 août 1951 et à ce titre chargé du CEA, avait d'abord pensé nommer Louis Armand à ce poste, mais celui-ci se récusa et proposa son cadet dans le Corps des Mines, Pierre Guillaumat.

d'Administrateur Général du CEA est éloquent : né en 1909, fils du général Adolphe Guillaumat qui fut ministre de la guerre en 1926, Pierre Guillaumat entre à l'École polytechnique après des études au lycée militaire de La Flèche. Polytechnicien (X 1931), Ingénieur au Corps des Mines, il a été Chef du Service des Mines en Indochine (1934-1939) et en Tunisie (1939-1943). Après un passage dans les services secrets au Bureau Central de Renseignements et d'Action (BCRA) à Alger en 1943, il est nommé Directeur des Carburants au ministère de l'Industrie (1944-1951), où il impulse l'exploration pétrolière systématique de la France et des colonies. Administrateur de Gaz de France (1947-1951), il est nommé Président du conseil d'administration du Bureau de recherches de pétrole (1945-1951). C'est donc un homme qui a fait ses preuves dans les grands secteurs de l'énergie qui prend les rennes du CEA. Sous Guillaumat, l'objectif principal du Commissariat sera de produire du plutonium, dans le cadre d'un premier plan quinquennal atomique.

Le 24 juillet 1952, Félix Gaillard fait voter par le Parlement une loi programme de cinq ans ouvrant un crédit de 40 milliards de francs en vue de construire deux réacteurs de puissance 50 000 kWth (G1) et 150 000 kWth (G2), et l'usine d'extraction de plutonium correspondante. Les réacteurs à construire sont de la filière dite à Uranium Naturel-Graphite-Gaz (UNGG) : l'uranium naturel sert de combustible (c'est le seul disponible en France à l'époque), le graphite joue le rôle de modérateur (la fabrication industrielle du graphite très pur est au point en France depuis Zoé alors que celle de l'eau lourde ne l'est pas), et le refroidissement est assuré par gaz.

Le but clairement précisé du plan quinquennal est la production de plutonium destiné à être utilisé dans les réacteurs ultérieurement construits. Le plan quinquennal ne mentionne aucune utilisation éventuelle du plutonium pour des buts militaires, mais il ne fait aucun doute que la possibilité de doter la France de la bombe atomique est prédominante dans l'esprit des responsables et des inspirateurs du plan.

La France ne dispose pas à cette époque des moyens d'enrichir l'uranium, il lui est donc impossible de développer la filière des piles à eau légère : l'avenir énergétique du nucléaire semble ne pouvoir reposer que dans la future utilisation de piles dites «secondaires», ces piles «régénératrices» présentant un rendement très nettement supérieur aux piles à uranium naturel et qui utilisent comme combustible le plutonium produit par les piles «primaires».

Mais pour les scientifiques et ingénieurs il n'est pas question d'attendre : il faut tester les possibilités énergétiques des piles UNGG, comme le confirme Francis Perrin. «Malgré tous les avantages des piles secondaires, et l'espoir que la régénération permette dans l'avenir de ne plus faire fonctionner que de telles piles, un développement tant soit peu rapide de la production atomique d'énergie industrielle ne sera possible que si l'on peut rendre utilisable l'énergie dégagée dans les piles primaires.»⁸³

Il faut resituer l'effort français dans le contexte général du développement du nucléaire dans le monde. Une course de vitesse est engagée entre les différentes

⁸³ Francis Perrin, «Le Plan quinquennal du commissariat à l'énergie atomique», *Atomes*, n°85, avril 1953, p. 112, cité par Michel Dürr, «Le tournant nucléaire d'Electricité de France», in Henri Morsel (dir.), *Histoire de l'électricité en France*, tome III, Paris, Fayard, 1996, p. 697.

équipes. L'enjeu est de taille pour tous les Etats, il en va de leur position dans le monde de l'après-guerre, tant sur le plan industriel que militaire. Partout, ces développements sont confiés à de très grands scientifiques, et plus tard à de grands ingénieurs. Par ailleurs, jusqu'en 1955, date de la première conférence des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique à Genève, toutes les activités ayant rapport avec le nucléaire portent le sceau du secret : chaque pays développe sa propre technologie de son côté, les échanges d'informations scientifiques sont pratiquement nuls. L'Angleterre s'est lancée dès le départ dans un programme en vue de l'obtention de l'arme atomique. La France de son côté s'engage à partir de 1952 dans un programme de construction de réacteurs plutonigènes, dont la finalité militaire ne peut avoir été absente de l'esprit des décideurs.

Ce «secret» et cette compétition entre les différentes équipes expliquent sans doute l'aspect empirique de la conception des premières piles à graphite en France : «Nos constructions de cette époque, se souvient Jacques Yvon, furent loin d'être précédées de la collection d'essais qui auraient permis de réduire la part de l'empirisme. C'est qu'il faut un temps au moins aussi long pour monter et rendre productif un laboratoire susceptible de fournir des réponses décisives que pour construire un engin en tâtonnant. Le résultat est moins parfait, mais l'expérience en vraie grandeur est acquise plus tôt.»⁸⁴

A l'empirisme des méthodes employées pour la conception et la construction des piles correspond l'empirisme des conceptions sur la sûreté, tant il est vrai que «l'histoire de la sûreté nucléaire ne se sépare pas de celle de l'utilisation de l'énergie nucléaire».⁸⁵ Durant toute la période qui va de 1945 à 1959, il n'y a pas de philosophie ou de doctrine de la sûreté des installations en France, mais un certain nombre de problèmes techniques entre les mains des techniciens eux-mêmes. Pour pallier leur manque d'expérience dans cette discipline nouvelle comme les lacunes ou les incertitudes de leurs connaissances, ils conçoivent leurs machines en prenant des marges de sécurité, c'est-à-dire en affectant un coefficient de sécurité à chaque paramètre. Pendant ces premières années de développement, les scientifiques et techniciens mettent au point leurs propres règles de sécurité, sans l'intervention d'aucun organisme extérieur. Les développeurs sont aussi ceux qui se chargent de la sécurité de leur machine. C'est pourquoi il est nécessaire dans une histoire traitant de la sûreté nucléaire, de relater ces problèmes de conception, de réalisation, qui posent en même temps des questions de sûreté. Ce sont ces mêmes problèmes de température de gaine, de montée en pression, de tenue de l'enceinte, de détection de rupture de gaines, dont auront à s'occuper les premiers organismes spécialisés dans la sûreté.

2.3.2. La pile G1

2.3.2.1. Le site de Marcoule

Après les sites de Châtillon (Fontenay-aux-Roses) et Saclay, le CEA sélectionne un

⁸⁴ Yvon, Jacques, «Les piles à graphite», Echos du CEA, Numéro Spécial, Octobre 1965, pp. 25-27, p. 25.

⁸⁵ INSAG-10, La défense en profondeur en sûreté nucléaire, IAEA, Vienne, 1997, p. 3.

nouveau site pour l'implantation des deux premières piles prévues dans le plan quinquennal, dénommées G1 et G2. C'est le site de Marcoule, sur la rive droite du Rhône près d'Orange, entre Pont Saint-Esprit et Avignon, qui a été préféré à un autre site reconnu du côté d'Arles. Le risque inhérent à l'implantation d'installations atomiques impose certaines contraintes pour le choix du site, en particulier en terme d'éloignement. Les raisons du choix de Marcoule sont exposées par Maurice Pascal, Chef du Service de Construction des Piles à Marcoule :

«- On recherchait une région dont l'affectation spéciale ne créerait pas, des points de vue agricole ou industriel, une perte sérieuse pour l'ensemble du potentiel français. - On ne souhaitait pas s'installer dans une région où la densité de population fût considérable. - Il fallait disposer, à proximité immédiate du site, d'un débit d'eau important. - On prévoyait pour le premier réacteur appelé G1 une cheminée d'une centaine de mètres de hauteur, il fallait trouver un site éloigné de terrains d'aviation.»⁸⁶

En 1953, le CEA se porte acquéreur de 72 hectares pour le futur centre atomique de Marcoule.

2.3.2.2. Les prédécesseurs de G1

Les Français ne se lancent pas complètement dans l'inconnu dans la mesure où ils savent que des piles de même type ont déjà fonctionné ailleurs dans le monde. Plusieurs piles ont en effet précédé G1 aux Etats-Unis et en Angleterre : la première pile de Fermi à Chicago, la pile de Clinton à Oak Ridge, les grandes piles productrices de plutonium à Hanford, la pile de Brookhaven, Gleep et Bepo à Harwell et surtout les deux grandes piles productrices de plutonium de Windscale en Angleterre qui ont divergé respectivement en octobre 1950 et juin 1951. Malgré la politique du secret, quelques visites à l'étranger permettent aux scientifiques français de tirer d'utiles informations pour leurs projets, comme l'indique Yvon : «Nous pûmes visiter Harwell, Windscale, Oak Ridge, Brookhaven. Visiter une pile en service en admettant qu'on vous autorise à circuler en tous les points où le personnel a accès, permet de prendre une certaine mesure des problèmes qui se posent, mais les difficultés embarrassantes se trouvent à l'intérieur : nos hôtes avaient des consignes de silence, ils pouvaient néanmoins répondre à certaines de nos questions, nous signalant parfois de manière sibylline des embûches que nous n'aurions pas imaginées, qu'ils avaient généralement su éviter, mais qui sans doute les laissaient quelquefois eux-mêmes perplexes.»⁸⁷

2.3.2.3. Le Département d'Etudes de Piles : les physiciens des réacteurs

En fait, le schéma général de G1 dérive de celui de la pile américaine de Brookhaven. Mais les ingénieurs français ne disposent pas des données de base, neutroniques notamment. Ils ignorent en particulier la masse critique d'uranium nécessaire au

⁸⁶ Cité par Georges Lamiral, *Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Electricité de France, AHEF, Paris, 1988, p. 9. Maurice Pascal, X 1941, est le futur adjoint de Pierre Taranger à la Direction Industrielle du CEA.*

⁸⁷ Yvon, J., «Les piles à graphite», *Echos du CEA, Numéro Spécial, Octobre 1965, pp. 25-27; p. 25.*

fonctionnement d'une telle pile. Il leur faut pour cela mettre sur pied un certain nombre d'expériences, telle G0, expérience dite exponentielle qui leur permet de calculer la masse critique de G1. Les toutes premières études du projet G1 datent de 1951 et l'avant projet élaboré par le Département d'Etudes de Piles du CEA prend corps vers le milieu de l'année 1953. Fin 1952, le mode de refroidissement de G1 est décidé : ce sera l'air à la pression atmosphérique. Pour la deuxième pile, G2, le gaz carbonique sous pression sera choisi en raison de la bonne marche du refroidissement par gaz comprimé de la pile EL2 de Saclay.

Le Département d'Etudes des Piles (DEP) est chargé au sein du CEA du développement des réacteurs. Créé en novembre 1952, le département regroupe alors trois services : le Service de Physique Mathématique, le Service des Etudes de Mécanique et la Section de Neutronique Expérimentale. Augmenté en avril 1953 du Service de la Pile de Châtilion, le DEP associe des scientifiques et ingénieurs de très grande valeur. Un cinquième service plus théorique viendra compléter le Département. Le premier chef du Département est Jacques Yvon, auquel succède Jules Horowitz en 1959 (voir l'organigramme simplifié du CEA en annexe 1).

2.3.2.4. L'intervention de l'industrie

Mais si le CEA détient tout le savoir nucléaire français, il n'a pas de réelle capacité industrielle, c'est pourquoi avec G1 commence l'intervention de l'industrie française dans les réalisations atomiques du CEA, au-delà de la fourniture de pièces détachées. C'est à Saclay, dont l'ornement essentiel est alors la pile EL2, que les chefs de file de certaines sociétés françaises et leurs collaborateurs prennent un premier contact avec ces nouveaux problèmes. Des ingénieurs sont détachés dans les services du CEA afin de leur permettre de se familiariser avec la terminologie et ces techniques spéciales. Il n'est alors pas question pour le CEA de commander un réacteur atomique «clés en main», mais Yvon, chef du Département d'Etudes de Piles, estime que le moment est venu pour une société privée de jouer le rôle d'architecte industriel. Le CEA n'a d'ailleurs pas vraiment le choix : pressé par les délais (dès 1953 la divergence de G1 est prévue pour 1956), et ne disposant pas à ce moment d'assez de personnel ou de matériel pour mener à bien toutes les tâches qu'exige un tel projet (études d'exécution, élaboration des plans d'exécution, essais, spécifications techniques, choix des fournisseurs, notification des contrats, contrôle et réception en usines de fabrication, transport, montage), le CEA doit faire appel à l'industrie privée.

Pierre Guillaumat opte pour la solution de «l'architecte industriel» : il s'agit pour le CEA de donner à des groupements d'industriels la responsabilité des réalisations, à l'exception toutefois des études fondamentales qui restent du domaine du CEA. Pour la mise en œuvre de cette solution, il constitue au sein du CEA une «Direction Industrielle» dont le premier directeur est Pierre Taranger.⁸⁸ Suivant les directives de Pierre Taranger, un groupement d'industriels se constitue et répartit entre ses membres la plupart des études à effectuer. Pour assurer la coordination des études et ensuite la coordination des

⁸⁸ Polytechnicien (X 1933), Pierre Taranger est un vieux complice de Guillaumat aux services de renseignements d'Alger puis à la Direction des carburants au ministère de l'Industrie.

travaux, le Groupement constitue avec ses membres une unité de maîtrise d'œuvre qui prend le nom d'«architecte industriel». ⁸⁹ A partir de l'avant-projet établi en 1953 par le DEP, le projet complet de la pile G1 est élaboré par le groupement, à l'exception toutefois de la partie proprement nucléaire que le CEA a gardée à son compte. G1 est confié à la Société Alsacienne de Constructions Mécaniques (SACM), à la Société des Forges et Ateliers du Creusot (SFAC) et à Rateau, le CEA étant maître d'œuvre. L'usine chimique d'extraction du plutonium est construite à Marcoule par la société Saint-Gobain sous l'autorité de Robert Galley ⁹⁰, épaulé par Pierre Régnaut, membre de l'équipe de chimistes dirigés par Bertrand Goldschmidt ayant élaboré le procédé utilisé.

2.3.2.5. Caractéristiques de G1

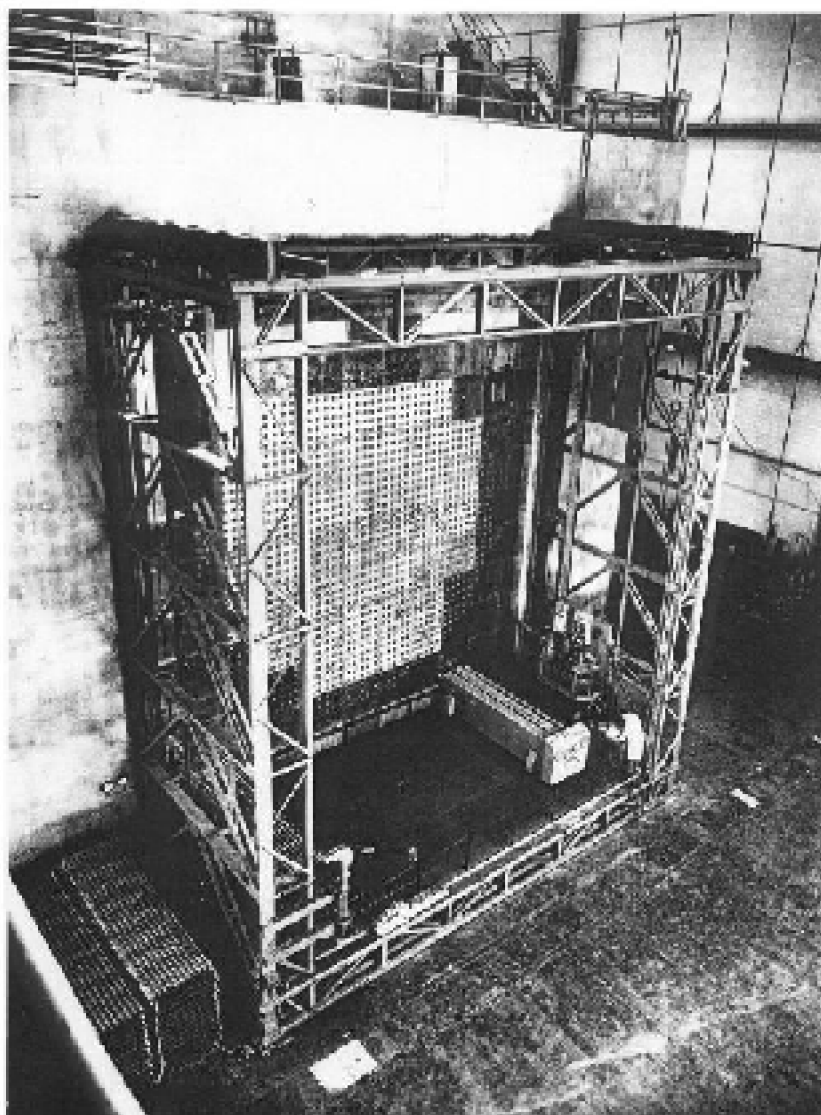
Le cœur de G1 ⁹¹ a la forme d'un prisme octogonal d'axe horizontal, de 8 m de long et 4 m de rayon. Il est coupé en deux normalement à son axe par une fente de 8 cm de large servant à faire entrer l'air de refroidissement.

Les 2674 cartouches d'uranium sont horizontales, ce qui limite les efforts qu'elles subissent. 2674 thermocouples mesurent la température de chacune des cellules alors que 2674 boisseaux permettent le réglage du débit d'air. Les cartouches portent 6 ailettes longitudinales qui facilitent le transfert de chaleur, leur longueur est de 3,8 m. Elles sont constituées de petits barreaux de 10 cm de long et de 26 mm de diamètre dont les gaines sont en magnésium. L'air de refroidissement est capté à 25 m au-dessus du sol. Filtré, il traverse les soufflantes, est lavé et réfrigéré, puis il entre dans le cœur par un tore ceinturant la fente médiane et est évacué dans l'atmosphère au sommet d'une cheminée de 100 m de haut en béton précontraint. L'écran de protection biologique est un massif de béton de 2,5 m d'épaisseur. Le flux neutronique maximum prévu est de $5,5 \cdot 10^{12}$ n/cm².s.

⁸⁹ D'après Georges Lamiral, *Chronique ...*, op. cit., p. 10.

⁹⁰ Né le 11 janvier 1921, Robert Galley est ingénieur de l'Ecole Centrale des Arts et Manufactures et ingénieur de l'Ecole Nationale Supérieure du Pétrole et des Moteurs. Après un stage à la Compagnie Chérifienne des Pétroles (1950-1954), un des viviers de recrutement de Guillaumat, c'est Taranger qui le recrute pour l'assister à la Direction Industrielle. Il est nommé Chef du Département de construction des usines du CEA (1955-1956), de construction de l'usine d'extraction du plutonium de Marcoule (1955-1958), puis de l'usine de séparation isotopique de Pierrelatte (1958-1965). Il occupe par la suite de nombreuses responsabilités gouvernementales et politiques.

⁹¹ La description de G1 comme celle de G2-G3 s'inspire de l'ouvrage de Robert Guillien, *Physique nucléaire appliquée*, Editions Eyrolles, Paris, 1960, pp. 635- 647.



G1 : les alvéoles du cœur et la machine de chargement (cliché CEA)

L'un des principaux problèmes techniques à surmonter concerne la tenue de l'empilement du graphite en particulier sous irradiation, car du fait de son anisotropie, les dimensions du graphite sont modifiées différemment selon les directions sous l'effet des rayonnements et de la température. La construction de G1 est l'occasion pour les mécaniciens du CEA de résoudre ce problème et donc d'apprendre à empiler de grandes quantités (1100 tonnes) de graphite. La puissance nominale de G1 est 5000 kW, mais les soufflantes en consomment 8000.

2.3.2.6. Accord avec EDF

Un accord est passé en mai 1954 entre EDF et le CEA prévoyant d'adjoindre à ce réacteur une installation de production d'électricité. Le protocole d'accord entre l'Electricité de France et le CEA pour une première expérience de récupération d'énergie, signé du Directeur Général d'EDF, Gaspard, et de l'Administrateur Général, Délégué du

Gouvernement, Guillaumat, précise que : «Le CEA et l'EDF estiment qu'il y a intérêt à réaliser le plus tôt possible, une première installation de récupération d'énergie à la sortie d'une pile, même si la qualité de l'énergie calorifique en cause est faible, par suite d'une température peu élevée et si la puissance récupérée est faible. Les enseignements recueillis au cours de la construction, puis de l'exploitation, de cette première installation peuvent en effet éviter des tâtonnements ou des erreurs dans la conception des installations plus importantes qui sont vraisemblablement appelées à suivre assez vite cette première expérience.»⁹² Cette installation de récupération d'énergie ajoutée à G1 marque le début de la collaboration entre les deux agences gouvernementales, et l'entrée d'EDF dans le monde de l'énergie atomique.

Cette décision d'adjoindre à G1 une installation de récupération d'énergie sera critiquée par certains observateurs : le reproche fait au CEA est de «courir plusieurs lièvres à la fois» en voulant, en plus du plutonium, produire de l'électricité, avec une pile non prévue à cet effet. C'est notamment la critique émise par un journaliste de *Sciences et Avenir*, qui décrit les problèmes rencontrés par G1, dérivant en particulier de ce choix : «Lorsque la presse fut conviée à une visite, les mieux informés des journalistes commencèrent à comprendre que quelque chose ne tournait pas rond. La vérité, qui ne filtra que lentement, était que le comportement de la pile G1 laissait plus qu'à désirer. Tout d'abord, les barreaux d'uranium cédaient très mal la chaleur qui se dégageait en leur sein. Alors que la température centrale de ces barreaux n'aurait dû dépasser que de 100 degrés celle du gaz circulant autour d'eux pour évacuer la chaleur formée par le fonctionnement de la pile, on observa en de nombreux points des écarts de plus de 400 degrés ! Et, comme un ennui n'arrive jamais seul, on s'aperçut en même temps que ces mêmes barreaux et leur gainage résistaient beaucoup moins bien qu'on ne l'avait pensé à l'action «corrosive» des neutrons. La conséquence de ce double état de choses, c'est qu'il fut impossible de faire «monter» la pile à la cadence de marche prévue.»⁹³

Les piètres performances thermodynamiques de la pile G1 sont confirmées par un ingénieur d'EDF qui explique les difficultés rencontrées par EDF pour la récupération d'énergie : «Une première tentative de couplage du groupe turbo-alternateur eut lieu le 21 septembre 1956, mais la vitesse de synchronisme ne put être atteinte car la température de l'air à la sortie du réacteur était inférieure de plusieurs dizaines de degrés à la valeur prévue. Le couplage ne fut effectivement réalisé que le 25 septembre 1956.»⁹⁴ Compte tenu de cette faible température de l'air à la sortie du réacteur, l'installation de récupération d'énergie ne dépassera jamais la puissance de 2,5 MWe. Le réacteur sera définitivement arrêté le 15 octobre 1968.

Il est vrai que G1 n'avait pas été initialement prévue pour produire de l'électricité. Dans un article de 1957 qui dresse un bilan du développement des piles atomiques en

⁹² Protocole d'accord entre l'Electricité de France et le Commissariat à l'Energie Atomique pour une première expérience de récupération d'énergie, 14 mai 1954.

⁹³ Goujon Jean, «Le drame du plutonium», *Sciences et Avenir*, N°135, mai 1958, p. 231.

⁹⁴ Georges Lamiral, *op.cit.*, p. 26.

France, Yvon confirme les mauvaises performances des températures obtenues à G1 en parlant de températures de l'ordre de 150°, inférieures aux 180° prévus initialement. Mais il souligne les problèmes technologiques, en tout premier lieu métallurgiques, qui expliquent ces limitations. Dans une pile en effet, la limitation de la température est imposée avant tout par la résistance des cartouches et en premier lieu par la tenue des gaines de magnésium dans l'air : il faut donc éviter de laisser le magnésium dépasser en quelque endroit que ce soit une certaine température limite. Il envisage des progrès de ces performances grâce à l'amélioration des connaissances et au perfectionnement des dispositifs de sécurité : «Maintenant que la pile est en service, on peut espérer améliorer la situation de deux manières : d'une part en recherchant si la température de 280° n'est pas une limite exagérément prudente. On peut tolérer quelques ruptures de gaines pourvu qu'elles soient peu fréquentes et il faudra monter peu à peu la température jusqu'à atteindre un tel régime. On compte, bien entendu, sur le dispositif de détection de ruptures de gaines pour alerter les opérateurs avant que toute rupture ne devienne sérieuse. D'autre part on améliorera le type de cartouche, par exemple du point de vue de la résistance du magnésium à la corrosion.»⁹⁵ La première méthode proposée par Yvon consiste à tenter de diminuer les marges de sécurité prises au départ, en comptant sur l'expérience de fonctionnement et sur des recherches sur ces marges dans l'objectif d'atteindre un meilleur rendement thermique et donc une meilleure compétitivité de ce type de machine. C'est une attitude dont nous verrons qu'elle est caractéristique de la deuxième phase de l'histoire de la sécurité nucléaire, à partir des années soixante, où après avoir pris des marges conséquentes pour pallier le manque de connaissances et d'expérience, on se lance dans un deuxième temps dans l'examen de ces mêmes marges, jugées conservatrices, afin de les diminuer et de se rapprocher d'un fonctionnement plus optimal des réacteurs.

2.3.2.7. Le premier incident nucléaire français grave

Les problèmes métallurgiques de tenue du barreau d'uranium et de sa gaine sont bien la clé du fonctionnement du réacteur. En effet, un incident (ou un accident grave selon les auteurs) se produit sur G1 à l'automne 1956. Après un démarrage sans problème en janvier, une montée en puissance assez rapide et alors que G1 était arrivé en pleine puissance depuis quelques semaines, une cartouche - et ces cartouches avaient la réputation d'être fragiles - mal refroidie, s'échauffe et prend feu. En fait, c'est un barreau d'uranium mal positionné dans son alvéole qui s'est déformé provoquant la rupture de son gainage de magnésium. Le système de détection de rupture de gaine fonctionne et de peur que la radioactivité ne se répande, on décide l'arrêt immédiat de G1. Un ingénieur d'EDF se souvient : «l'extraction de l'élément combustible fut très délicate; un morceau de cet élément qui tomba sur le plancher du réacteur fut ramassé au moyen d'une longue pince par le Chef du Service de Construction des Piles et placé rapidement dans un canal vertical aménagé dans le plancher et destiné à recevoir d'éventuels déchets; des ouvriers légèrement contaminés passèrent plusieurs heures à se doucher dans les installations sanitaires du bâtiment administratif voisin, installations qui furent condamnées ainsi que leur accès pendant plusieurs jours. Cet incident n'eut aucun caractère de gravité car les

⁹⁵ Yvon, Jacques, «Les Piles Atomiques en France», Le Journal de Physique et le Radium, T.18, N°10, Octobre 1957, p. 549.

irradiations étaient faibles, mais c'est lui qui incita à prévoir des dispositifs de dépannage dans les installations de chargement et de déchargement du combustible des réacteurs suivants, ainsi que des installations de décontamination du personnel particulièrement importantes à la sortie de l'enceinte étanche du réacteur EDF1.»⁹⁶ A posteriori, l'incident est jugé sans gravité, mais le doute s'était quand même emparé des techniciens, qui pendant plusieurs jours n'avaient pas trop su «comment s'en sortir»⁹⁷.



Empilement des barreaux d'uranium dans le cœur de G1. (Cliché Sciences et Avenir, 1958)

Les 300 barreaux d'uranium sont extraits de la pile en novembre 57 pour être remplacés par des barreaux neufs. Des échantillons sont envoyés en Angleterre (l'atelier de dégainage est hors d'usage suite à une contamination) pour être étudiés. Il s'avère

⁹⁶ Georges Lamiral, op. cit., pp. 25-26.

⁹⁷ Entretien avec Georges Vendryes, 19/04/99.

qu'ils ne contiennent qu'un très faible pourcentage de plutonium et sont à peu près inutilisables. Un bilan de l'accident conclue que ce sont 7 kg d'uranium qui ont fondu.⁹⁸

2.3.2.8. La maîtrise de l'effet Wigner

Un autre facteur de risque affectant ce type de réacteur que les Français doivent apprendre à maîtriser est ce qu'on appelle l'effet Wigner⁹⁹, du nom du physicien américain qui a découvert ce phénomène en 1943. En effet¹⁰⁰, soumis au bombardement des neutrons, le graphite emmagasine de l'énergie qui est fonction de la dose de neutrons et de la température pendant l'irradiation. Or le graphite est susceptible de restituer cette énergie plus ou moins spontanément : ce phénomène, provoqué par une élévation locale de température, peut se propager à tout l'empilement et porter certaines cartouches à des températures intolérables. Le phénomène est redoutable en particulier si le graphite est froid, ce qui est le cas de G1 puisque là où l'air pénètre dans la pile, il est à peu près à la température ambiante. Il suffit alors que la température du graphite monte, pour une raison ou une autre, de quelques dizaines de degrés au-dessus de la température d'irradiation, pour que cette libération d'énergie puisse avoir des conséquences graves si la capacité calorifique du graphite n'est pas suffisante pour l'absorber.

Pour éviter ces accidents, il faut procéder régulièrement, quand l'énergie emmagasinée atteint une certaine limite, à une libération contrôlée de cette énergie, dans une opération dite de «recuit» : le graphite est porté à une température supérieure à la température d'irradiation, ce qui provoque le déclenchement de la libération d'énergie. Si le remède est connu, encore faut-il savoir l'administrer correctement. En effet, au cours d'une procédure de recuit mal maîtrisée, se produit en Angleterre, en octobre 1957, le plus grave accident nucléaire survenu jusque-là. L'accident de Windscale, que nous évoquerons plus en détail par la suite, propulsa une grande quantité de produits radioactifs dans l'environnement.

Le premier recuit du graphite de G1 est effectué en septembre 1959. Yvon confirme que la maîtrise de ce redoutable problème a été un grand pas en avant pour le CEA : «cet essai satisfaisant a fait progresser sensiblement notre acquis en matière de réacteurs à graphite. Il convient de dire, après avoir insisté sur ce qu'avait d'autonome notre programme atomique, que nous avons eu en la circonstance le concours de spécialistes anglais qui s'étaient heurtés avant nous au même problème.»¹⁰¹

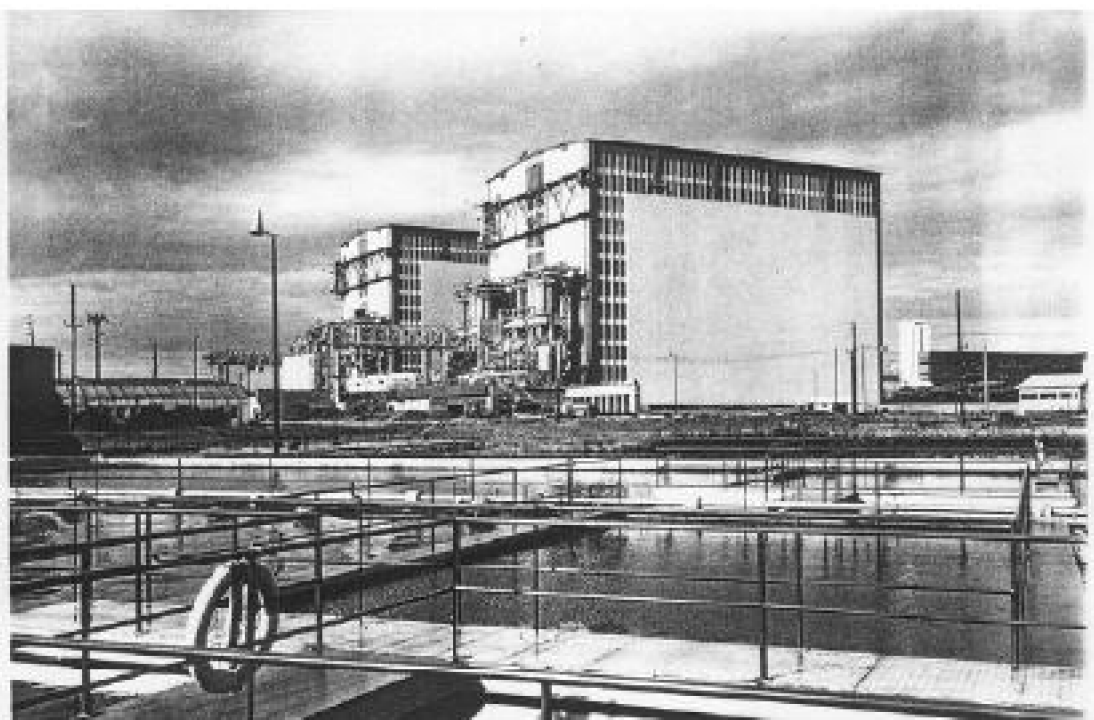
⁹⁸ PV de la Commission de Sûreté des Installations Atomiques, séance du 5/12/61. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, HC-F2 05 19.

⁹⁹ Physicien mathématicien, Eugène P. Wigner, est né en 1902 à Budapest. Ayant étudié à la Technische Hochschule de Berlin, il émigre aux Etats-Unis en 1930 et prend la nationalité américaine. Pendant la deuxième guerre mondiale, il est directeur des études théoriques au laboratoire métallurgique de l'université de Chicago. Il obtient le prix Nobel de physique en 1963 avec M. G. Mayer et J. H. D. Jensen.

¹⁰⁰ D'après Tanguy, P., Bacher, P., «Progrès dans les réacteurs nucléaires à uranium naturel et graphite», Energie Nucléaire, vol. 3, N°2, mars-avril 1961, pp. 176-185.

G1 a permis aux scientifiques du CEA de faire leur expérience en grandeur nature : les problèmes métallurgiques sont entrevus, les détections ont été améliorées, on a même vécu un premier accident. Parallèlement, le projet d'un réacteur plus puissant est déjà à l'étude.

2.3.3. G2 et G3



Les piles G2 et G3 à Marcoule (Cliché CEA)

Les études du deuxième réacteur plutonigène prévu dans le plan quinquennal aboutissent en 1955 à un projet de réacteur d'une puissance de 160 MWth. Dans l'intervalle, Guillaumat négocie un accord avec le Ministre de la défense pour la construction d'une troisième pile productrice de plutonium, ce qui conduit au doublement du budget du CEA : il est porté de 40 milliards à 100 milliards de francs de l'époque et la décision est prise de réaliser à Marcoule deux tranches identiques dénommées G2 et G3.

2.3.3.1. Caractéristiques de G2 et G3

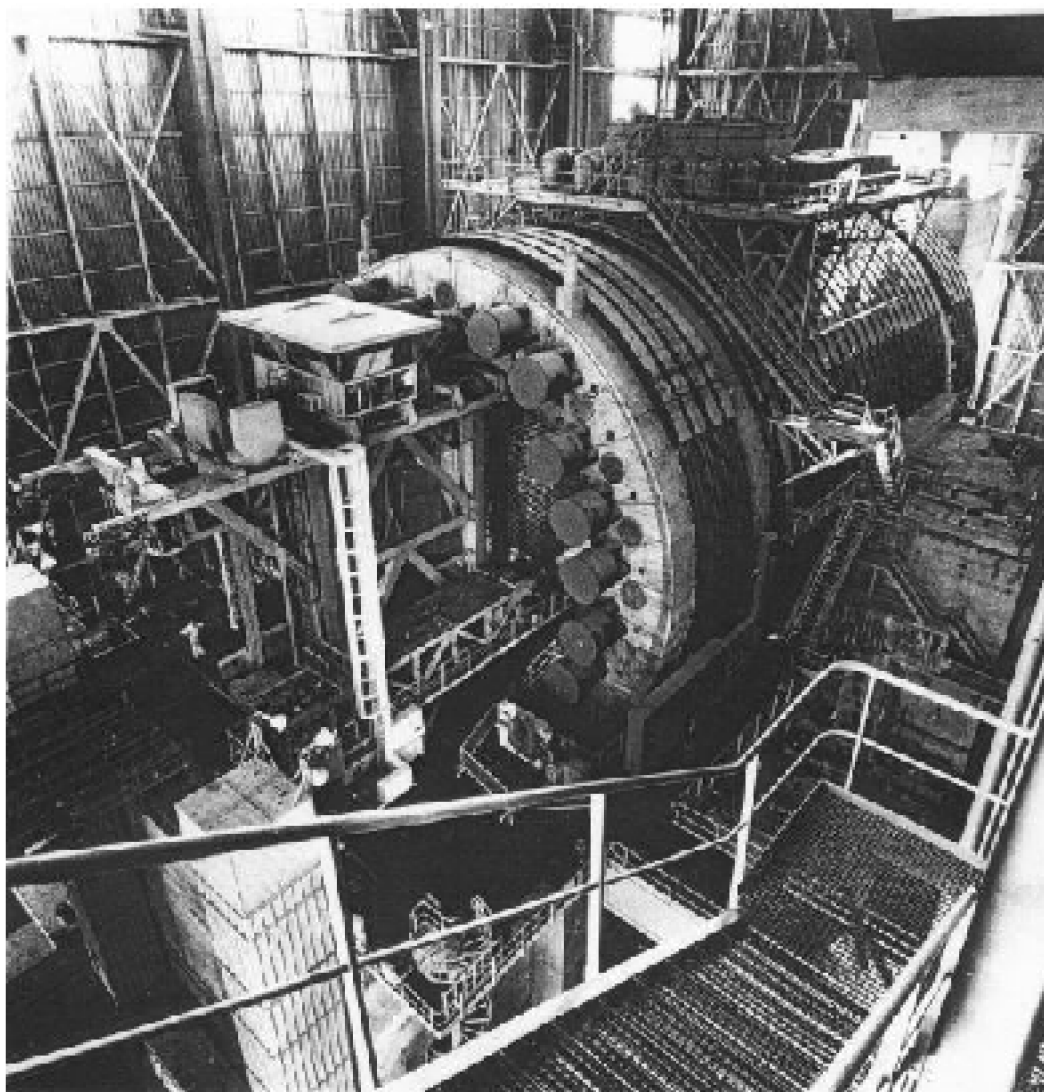
EDF est associée aux études du projet et celui-ci comporte une installation de production d'électricité de 25-40 MWe. Les caractéristiques du réacteur et de l'installation de récupération d'énergie associée sont arrêtées dès mai 1955.

Etant donné que la pile est prévue pour produire de l'énergie électrique, la circulation d'air en circuit ouvert est abandonnée au profit d'un circuit fermé de gaz carbonique,

¹⁰¹ Yvon, Jacques, «Les possibilités qu'offrent actuellement les piles atomiques et nos projets d'avenir», Revue de l'enseignement supérieur, novembre 1959, pp. 55-65.

suivant le modèle d'EL2 et comme les réacteurs britanniques de Calder Hall postérieurs à EL2.

Une originalité des réacteurs G2 et G3 est que le caisson en acier, fréquent aux USA et en Grande-Bretagne est remplacé par un caisson en béton précontraint assurant à la fois la tenue à la pression et la protection contre les rayonnements. Pour le même problème, la solution anglaise, tout d'abord réalisée à Calder Hall, avait consisté dans l'emploi d'une enceinte en acier : les derniers éléments devaient être soudés sur le chantier, ce qui avait posé un problème alors sans précédent. Les études préliminaires du CEA, après avoir fait le tour des diverses solutions imaginables, se tournent sans beaucoup d'hésitation vers la formule d'une enveloppe en béton précontraint car elle est d'une réalisation plus aisée et il est assez pratique d'y ménager les orifices nécessaires au fluide réfrigérant et aux mouvements de combustible. Cette solution présente par ailleurs l'avantage d'autoriser de fortes pressions pour le gaz carbonique, ce qui est un facteur important pour la qualité du rendement thermique. Cependant, le béton de l'enveloppe n'est pas étanche aux gaz c'est pourquoi le caisson est doublé intérieurement par une peau en acier qui assure elle l'étanchéité.



Caisson de G2 (cliché CEA)

Ce caisson, d'axe horizontal, supporte la pression de 15 kgf/cm^2 du gaz carbonique réfrigérant, la peau d'acier qui le recouvre intérieurement mesure 3 cm d'épaisseur. Le débit de gaz carbonique est de 700 kg/s, il est entraîné par des turbo-soufflantes. Le CO_2 vaporise l'eau dans 4 échangeurs bouilleurs, qui sont de gigantesques cylindres de 3,5 m de diamètre et de 32 m de longueur. Le modérateur est constitué par 1200 tonnes de graphite disposés à l'intérieur du caisson sous forme d'un empilement de barres à section carrée de 200 mm de côté, de 1 m à 1,5 m de long, taillées de manière à accueillir les canaux dans lesquels sont disposées les cartouches d'uranium. Les 120 tonnes d'uranium naturel sont réparties dans les 1200 canaux horizontaux, contenant chacun 28 cartouches gainées d'un alliage de magnésium. Une cartouche a une longueur de 300 mm, 28 ou 31 mm de diamètre et est munie de 15 ailettes (3 grandes ailettes assurent le centrage dans le canal, les 12 courtes assurent la transmission de la chaleur). Une innovation a été apportée par rapport à G1 puisque le chargement et le déchargement s'effectuent réacteur en marche, grâce à un sas étanche. Au cours de leur utilisation dans la pile les

cartouches entrent par un bout et sortent progressivement par l'autre. La face de chargement - un des hémisphères du caisson - est percée d'un trou par canal d'empilement.

La première réaction en chaîne sur G2 - la première divergence - est obtenue le 21 juillet 1958. G3 diverge pour la première fois le 8 juin 1959. Les Installations de Production d'Electricité (IPE) de G2 sont couplées au réseau électrique le 23 avril 1959, celles de G3 en avril 1960.

Comme pour tous les réacteurs à graphite, la puissance de G2 G3 est limitée par divers facteurs : d'une part, on impose une borne supérieure à la température du magnésium, 400°. D'autre part, une certaine puissance doit être consacrée à la circulation du fluide primaire. Etant donné l'efficacité des ailettes, c'est une puissance moyenne de 2 MWth qui peut être extraite d'une tonne d'uranium, d'où une puissance thermique globale de 200 000 kW. G2 fonctionne en circuit fermé : le gaz primaire rentre dans l'empilement vers 200°; cette température, bien supérieure à celle de G1, présente l'avantage de réduire fortement les ennuis possibles de l'effet Wigner. Il faut noter que G2 et G3 ne sont pas encore de vraies centrales, parce qu'on n'a pas recherché à maintenir l'uranium assez longtemps dans la pile pour l'utiliser de manière économique.

2.3.3.2. L'impératif plutonium

L'objectif primordial est en effet la production de plutonium, la production d'électricité reste accessoire. Ces deux objectifs sont dans une certaine mesure contradictoires, car l'obtention d'une bonne qualité de plutonium pour les bombes n'est pas compatible avec la meilleure utilisation possible de la pile du point de vue de la production d'électricité.

EDF continue ainsi de faire son apprentissage du nucléaire sur G2 et G3, pour l'instant pour la seule récupération de l'électricité produite. Francis Perrin avait déjà témoigné de la pression à la production de plutonium dans un article écrit en avril 1953 à propos de G1 qui devait être «construite le plus rapidement possible» et devait fonctionner à pleine puissance durant la dernière année, «de façon à avoir produit à la fin du plan une quinzaine de kilos de plutonium.»¹⁰²

L'impératif plutonium pour G2 et G3 est encore accentué fin 1960 avec la décision du parlement de constituer une force de dissuasion. Selon les propres termes de Bertrand Goldschmidt, il s'agit là d'un «véritable changement d'orientation du CEA.» Il en veut pour preuve le fait que deux tiers de ses dépenses sont à cette date liées au programme militaire. L'homme qui a extrait les premiers milligrammes de plutonium au CEA témoigne dans un ouvrage de 1962 du fait que toutes les installations atomiques doivent être mises à contribution : «La réalisation de [ce programme] impose qu'une priorité soit donnée à la fabrication de plutonium de Marcoule et à la construction de l'usine de séparation isotopique de Pierrelatte, en vue de la production ultérieure d'uranium 235. Les réacteurs de l'EDF pourraient, si nécessaire, fournir un complément de production de plutonium, en cas d'accident ou de production insuffisante des piles de Marcoule. De même, pour pallier à une hypothétique défaillance de l'usine chimique d'extraction de plutonium de Marcoule,

¹⁰² Francis Perrin, *Atomes*, Avril 1953, cité par Dürr, op. cit., p. 697.

il a été décidé de construire au cap de la Hague une deuxième unité de traitement de combustibles irradiés; elle servira d'usine de secours et permettra aussi d'y séparer une fraction du plutonium produit dans les réacteurs d'EDF.»¹⁰³

Il est important d'insister sur les impératifs de production de plutonium car ils expliquent certaines discussions que l'on rencontrera par la suite autour de la sûreté, certains conflits entre les objectifs de production et la sûreté des installations, les différences de vue entre l'Administrateur Général et le Haut-Commissaire. Une production de plutonium jugée insuffisante par le gouvernement dans les premiers réacteurs d'EDF de Chinon sera même évoquée pour expliquer la révocation du Président d'EDF, Roger Gaspard¹⁰⁴, en 1964. Gaspard sera alors remplacé par Guillaumat à la tête d'EDF.

Faisant le bilan en 1965 du développement des réacteurs à graphite en France, Jacques Yvon note qu'entre le démarrage d'EL2 et celui de G2, on est passé d'un travail de pionniers à une opération presque routinière : «l'évolution des problèmes se manifeste dans la nature des dates caractéristiques : la première divergence de EL2 a eu lieu en présence des plus hautes autorités du CEA. La divergence non moins officielle de G1 a été précédée d'essais, non pas clandestins, mais du moins officieux. Pour G2, l'opération a été une affaire de spécialistes, réglée par les neutroniciens. La primauté est passée progressivement des physiciens aux ingénieurs.»¹⁰⁵ Dans l'esprit des dirigeants du CEA, les réacteurs du Commissariat devaient servir de base, de prototypes pour ceux d'EDF, à qui il ne restait plus qu'à peaufiner quelques détails. Après G2 et G3 poursuit Yvon, «il revenait à l'EDF de poursuivre le développement des centrales atomiques en France. Les perfectionnements qui apparaissent progressivement concernent la puissance globale, la puissance spécifique - c'est-à-dire la puissance par tonne d'uranium, point faible de l'emploi du gaz carbonique - la tenue du combustible sous l'irradiation...»¹⁰⁶

Pour Yvon, le terrain est désormais défriché, EDF peut suivre la voie tracée par le CEA : les pionniers ont accompli leur rôle en prouvant la viabilité du procédé, les ingénieurs peuvent désormais s'occuper des domaines techniques qui leur sont coutumiers, l'amélioration des performances de la machine.

2.3.4. Les piles de recherche, leurs dangers

Outre les grandes piles de production de plutonium, des piles de recherche ou d'essais ont été les auxiliaires du programme atomique du CEA depuis EL2 jusqu'à G3. C'est également sur ces piles que la plupart des scientifiques et ingénieurs du CEA ont fait leurs premières armes, et ce non seulement dans la filière uranium naturel - graphite, mais aussi dans les filières à eau lourde, à eau légère, ou à neutrons rapides. Ces piles

¹⁰³ Bertrand Goldschmidt, L'aventure atomique, Fayard, 1962, p. 242.

¹⁰⁴ Selon Georges Lamiral, op. cit., p. 59. Roger Gaspard a été Directeur Général d'EDF de 1947 à 1962, puis Président de 1962 à 1964.

¹⁰⁵ Yvon, Jacques, «Les piles à graphite», Echos du CEA, Numéro Spécial, Octobre 1965, p. 25.

¹⁰⁶ Ibid., p. 27.

expérimentales peuvent être réparties en trois types selon l'usage que les chefs du CEA leur assignent dans le cadre du développement de l'énergie atomique : le contrôle de la qualité nucléaire des matériaux, la résistance des matériaux à l'irradiation, ou les expériences de neutronique. En effet, si les dirigeants du CEA se sont lancés directement dans la construction de grands réacteurs pour bénéficier au plus vite de l'expérience de fonctionnement de telles machines et produire le plutonium exigé, de nombreuses et redoutables inconnues subsistent dans les connaissances sur de nombreux phénomènes nucléaires. Les piles de recherches et d'essais sont développées parallèlement aux grandes piles de production pour combler ces lacunes.

2.3.4.1. Des piles de recherche pour le développement de l'énergie atomique

Un premier type de piles développé au CEA a pour but de contrôler la qualité nucléaire des matériaux utilisés, graphite et magnésium pour l'essentiel, ce qui est considéré comme la tâche première avant de construire une pile. Pour cela les scientifiques du CEA utilisent une technique courante consistant à faire osciller des échantillons dans une pile maintenue à basse puissance et dont on mesure la réponse : ces expériences sont menées sur Zoé, pile polyvalente, jusqu'en 1960, où la décision est prise de construire une installation plus moderne et mieux adaptée à ces mesures, la pile Minerve. Construite au Fort de Châtillon, Minerve utilise de l'uranium enrichi et est destinée essentiellement à des mesures de sections efficaces des matériaux entrant dans la construction des réacteurs. Minerve est une pile dite «piscine», en référence au gros réservoir parallélépipédique d'environ 5 mètres de haut encastré dans un massif de béton et rempli d'eau à l'intérieur duquel se déroulent les expériences.¹⁰⁷

En second lieu, il faut s'assurer que les matériaux (graphite, cartouche de combustible) résistent à l'effet du rayonnement : EL2 joue notamment ce rôle jusqu'à son remplacement par EL3 dont le flux dix fois plus élevé permet de réduire les temps d'irradiation d'un facteur dix. Compte tenu du lourd programme auquel doit faire face EL3, une nouvelle pile spécialisée dans l'étude des cartouches destinées à travailler en atmosphère gazeuse est construite à Cadarache sous le nom de Pégase. En 1959 deux piles expérimentales, du type «piles piscines», entrent en service.¹⁰⁸ La pile Mélusine est destinée aux études de neutronique, de physique des solides, de chimie sous rayonnement, à la production de radioéléments, l'analyse par activation, l'étude de radioéléments à vie courte ou encore à l'étude des transferts thermiques. La pile Triton est construite à Fontenay-aux-Roses pour l'étude des écrans protecteurs.¹⁰⁹

Le troisième type de pile sert aux expériences critiques. Les «maquettes critiques» fournissent la base expérimentale des études de neutronique, que ce soit pour

¹⁰⁷ Cf. Yvon, J., Breton, D., «La Pile Minerve», *Energie Nucléaire*, vol. 2, n° 3, mai-juin 1960, pp. 144-151.

¹⁰⁸ C'est la mise à disposition d'uranium très enrichi à partir de 1955 (20 puis 90 et 93%) qui permet au CEA d'opter pour ce type de piles de recherche de type piscine développées aux Etats-Unis. Refroidies, modérées et protégées par de l'eau naturelle, ces réacteurs sont très compacts et permettent d'obtenir des flux de neutrons plus intenses que les réacteurs précédents et d'accéder plus facilement au cœur du réacteur. Elles sont par ailleurs d'une construction rapide et peu coûteuse. D'après : B. Lerouge, «Les réacteurs de recherche au CEA», *Actes des colloques du 50^e anniversaire du CEA*, 1997, pp. 233-238.

l'acquisition des données nucléaires ou pour la validation des méthodes de calcul de cœur. Il s'agit de piles maintenues à très faible puissance, donc ne nécessitant pas de fluide réfrigérant, qui représentent les réseaux combustibles des réacteurs explorés. Grâce à elles, on teste les meilleures dispositions du modérateur et de l'uranium : espacement, diamètre des canaux, diamètre de l'uranium, tubes ou barres pleines, uranium neuf, naturel ou enrichi ou appauvri.

La première pile critique a été Aquilon, destinée aux essais sur l'eau lourde. Située à Saclay, elle diverge pour la première fois en août 1956. Elle est suivie par la pile Alizé, à uranium enrichi et modérée à l'eau légère, qui diverge le 18 juin 1959 à Saclay, un mois à peine avant la première divergence de Rubéole, à oxyde d'uranium enrichi et modérée à l'oxyde de béryllium. La construction de Marius, nouvelle pile à graphite, doit permettre de poursuivre ces travaux. Un des intérêts dans ce type d'expérience est de pouvoir agir sur la température, facteur important dans la multiplication des neutrons. La pile Proserpine, elle, est montée pour étudier la criticalité du plutonium.

	Site	Flux max n/cm ² /s	Date de Divergence	Puissance thermique (KW)	Combustible	Modérateur
Aquilon	Saclay	10 ⁷	8.1956	faible	U naturel	D ₂ O
Proserpine	Saclay	5. 10 ⁷	8.1958	faible	divers	H ₂ O et S ₂ O
Alizé	Saclay	5. 10 ⁷	6.1959	faible	U enrichi	H ₂ O
Rubéole	Saclay	10 ⁸	7.1959	faible	UO ₂ enrichi	BeO
Marius	Marcoule	10 ⁹	1.1960	0.1	U naturel ou enrichi	graphite
Peggy	Saclay	5. 10 ⁹	2.1961	faible	U enrichi	H ₂ O
Azur	Cadarache		9.4.1962		U enrichi	H ₂ O
Rachel			4.1961	faible	Pu	néant
Débar	Cadarache		19.12.1964	0.1	U naturel et U enrichi	graphite

Caractéristique des piles pour les expériences critiques

¹⁰⁹ Cf. Divers auteurs, «Les piles piscines de 1000 kW Mélusine et Triton», Bull. Inform. Sci. et techn., CEA, 1959, n° 35, décembre, pp. 3-97. Trioulaire, M., «Piles piscines», Energie Nucléaire, vol. 1, N° 4, juillet-août 1959, pp. 153-167. Ingénieur à de l'Ecole Navale (1939), Marcel Trioulaire a servi pendant 15 ans comme officier de la Marine Nationale avant d'entrer au CEA où, en tant que Chef du Bureau Piles Piscines au DEP, il a été chargé de diriger la réalisation des piles Mélusine et Triton en liaison avec l'industrie privée. C'est Indatom qui a construit Mélusine.

	Site	Flux max. n/cm ² /s	Date de Divergence	Puissance thermique (kW)	Combustible	Modérateur	Fluide Réfrigérant
RE1 (FOT)	FAR	10 ¹²	12.1948	150	U naturel	D ₂ O	D ₂ O
EL2	Saclay	10 ¹³	10.1952	2 500	U naturel	D ₂ O	CO ₂
EL8	Saclay	10 ¹⁴	7.1957	17 500	U légèrement enrichi	D ₂ O	D ₂ O
Mélysine	Grenoble	10 ¹⁴	7.1958	1 200	U enrichi	H ₂ O piscine	H ₂ O
Triton	FAR	10 ¹⁴	6.1959	1 200	U enrichi	H ₂ O piscine	H ₂ O
Minerve	FAR	10 ¹⁴	9.1959	faible	U enrichi	H ₂ O piscine	néant
Ulysse	Saclay	1,4 × 10 ¹²	1961		U enrichi	H ₂ O	H ₂ O
Pégase	Cadillac	1,5 × 10 ¹⁴	4.1.1963	50 000	U enrichi	H ₂ O	H ₂ O
Silvée	Grenoble	5 × 10 ¹³	18.3.1963	10 000	U enrichi	H ₂ O piscine	H ₂ O

Caractéristiques des piles de recherche et d'essai

2.3.4.2. Les pratiques en matière de sécurité sur les piles de recherche : deux exemples

Parmi les piles de recherche, celles sur lesquelles sont menées les expériences critiques présentent des risques particuliers. Elles sont même considérées comme plus dangereuses que les gros réacteurs parce que les expérimentateurs en changeant sans cesse les conditions de fonctionnement. Plusieurs anecdotes à propos de ces maquettes critiques illustrent l'esprit vis-à-vis de la sécurité dans lequel les scientifiques et ingénieurs du CEA travaillent à cette époque, où la sûreté n'est pas institutionnalisée ou formalisée.

2.3.4.2.1. Proserpine

Proserpine est une maquette critique située à Saclay, qui a été conçue pour effectuer des divergences en plutonium, sous la houlette de Georges Vendryes.¹¹⁰ Le récit de la première divergence qui intervient le 17 mars 1958 montre à quel point il y avait encore

¹¹⁰ Georges Vendryes est l'une des grandes figures scientifiques françaises pour le développement des applications de la physique nucléaire. Ancien Elève de l'Ecole Polytechnique (X 1940), il travaille comme Ingénieur des Ponts et Chaussées au lendemain de la guerre. Il fut enthousiasmé pour l'énergie nucléaire par Pierre Auger lors d'une conférence en 1946. Auger, revenant des Etats-Unis, y décrivait les perspectives de cette nouvelle source d'énergie. Georges Vendryes demande son détachement des Ponts et Chaussées. Après quelques mois passés au laboratoire de Maurice de Broglie, il rejoint Frédéric Joliot au laboratoire de synthèse atomique où il soutient une thèse de physique expérimentale, avant de rentrer au CEA en 1952. Il y effectue des travaux de physique nucléaire, de neutronique expérimentale, et de démarrage et d'essais de G1. Ayant lancé le programme de recherches sur la fusion nucléaire contrôlée du CEA, il a été le principal artisan de la filière surgénératrice en France à partir de 1955. Chef du Service de Neutronique Expérimentale, puis Chef du Département de Recherche Physique, avant d'être Directeur de la Division d'Etudes et Développement des Réacteurs à partir de 1970, M. Vendryes a obtenu nombre de distinctions internationales comme le prix Walter Zinn de l'American Nuclear Society, le Prix Enrico Fermi du gouvernement américain, ou encore le Japan Prize, la plus haute distinction nucléaire du Japon.

peu de formalisme en matière de sûreté. Cette petite maquette critique de puissance rigoureusement nulle était composée d'un récipient de dimension de l'ordre du litre, dans lequel baignait un sel de plutonium en suspension. Et comme Vendryes et son équipe disposaient de très peu de plutonium, d'une part, et que d'autre part ils cherchaient à savoir quelle était la quantité minimum de plutonium qui pouvait éventuellement donner lieu à une réaction en chaîne, donc quel était le minimum dangereux, ils avaient conçu une expérience de sorte à se mettre dans les conditions les plus favorables au déclenchement de la réaction. Ils avaient donc opté pour une géométrie aussi proche que possible de la sphère (en fait ils avaient pris un cylindre), un réflecteur excellent à base de glucine (oxyde de béryllium), un sel qui était le moins absorbant etc. Une première expérience effectuée avec un récipient mince en acier ayant montré que l'acier était trop absorbant, il fut remplacé par du zirconium, toujours pour se mettre dans les conditions les plus favorables à la divergence, donc les plus défavorables sur le plan accidentel. L'équipe de Vendryes allait ainsi réaliser la masse critique la plus petite qui ait jamais été obtenue au monde, et à leur grande surprise ils obtinrent une masse aussi faible que 230 g de plutonium mais d'un plutonium dont il faut dire qu'il ne contenait pas de plutonium 240, donc dans des conditions qui tendaient à être idéales.

L'expérience était quand même assez risquée, puis par exemple dans le récipient qui contenait à peu près 1 litre de solution, il suffisait d'ajouter moins d'1 mm de solution aqueuse de ce sel de plutonium pour passer de l'état critique à l'état critique en neutrons prompts, c'est-à-dire l'explosion... C'était donc une expérience à manier délicatement, et on peut dire que la curiosité de l'équipe de Vendryes l'amenait, selon une expression de Jean Bussac, à « chatouiller la queue du dragon »¹¹¹. Mais conscients du risque de l'opération, ils avaient accumulé les moyens de contrôle et de protection : par exemple, ils avaient fait construire un bâtiment totalement dépourvu de fenêtre, pour que les problèmes d'étanchéité soient réduits, l'installation était dotée de barres de contrôle ou de barres d'arrêt entraînées par une énorme arbalète pour être propulsées à une vitesse extrême.

Ces dispositifs de sécurité avaient été imaginés par Vendryes et son équipe, sans qu'il y ait eu une intervention extérieure qui leur demande s'ils avaient bien vérifié tel ou tel aspect, appliqué telle ou telle consigne. Aucun document n'avait d'ailleurs été rédigé, si ce n'est pour l'équipe elle-même. Les aspects sûreté étaient intégrés au projet lui-même. Georges Vendryes en témoigne : « la meilleure preuve qu'il n'y avait aucune commission ou quoi que ce soit, c'est que, au moment de faire la divergence, nous étions là avec Tachon, avec Clouet d'Orval, et je me rappelle, je me suis dit : « c'est quand même un peu embêtant que personne ne sache que nous allons faire cette divergence ». Personne ne le savait. Alors j'ai décroché mon téléphone et j'ai appelé Francis Perrin qui était dans son bureau au siège. Je lui ai dit : « Monsieur le Haut-Commissaire, je vous signale » - il était au courant de l'existence de ce projet - et je lui dis : « Monsieur le Haut-Commissaire je vous signale que dans une heure nous allons faire la première divergence... [en plutonium, en France]. » Et alors il me dit : « Oh, pouvez-vous attendre une demi-heure ? J'arrive ! »¹¹² Toujours d'une grande curiosité scientifique, Francis Perrin est alors arrivé du siège du CEA, toutes affaires cessantes, et il a assisté à cette première divergence de

¹¹¹ Entretien avec G. Vendryes et Jean Bussac, 10.04.99.

Proserpine.

2.3.4.2.2. Alizé

Dans un tout autre registre l'incident qui se produit sur Alizé en 1959 met en scène cette fois un ingénieur, jeune polytechnicien qui veut briller, et tente une expérience en débranchant toutes les sécurités, et ce contre les consignes de son chef.¹¹³

Intrinsèquement, les maquettes critiques comme Alizé étaient très dangereuses - même plus que les gros réacteurs - tout d'abord parce que les expérimentateurs modifiaient sans cesse les paramètres : l'espacement des barres, les pas du réseau, la température etc. Une deuxième raison peut expliquer le plus grand risque encouru sur ce type d'installations : en général, elles étaient entre les mains de physiciens qui considéraient qu'ils en savaient assez et que les réglementations faites par des administrateurs n'avaient aucune valeur. Eux savaient mieux que personne ce qu'il fallait faire.

La démonstration a été faite sur Alizé, où celui qui était en charge de la pile ce jour-là a pris la «responsabilité» de faire un essai qualifié par un témoin de très «tordu», et ce contrairement aux instructions qu'il avait reçues. A cette époque, les expérimentateurs disposaient certes d'instructions, mais elles étaient parfois verbales, quelquefois écrites, en tout cas sans commune mesure avec le formalisme qu'elles prendront ultérieurement. L'expérimentateur voulait faire une étude sur l'effet Doppler et il avait laissé délibérément les sécurités automatiques hors service. Il avait provoqué une injection de réactivité légèrement supérieure à 1 000 pcm par montée d'une barre de sécurité. Par chance l'accident n'eut pas de conséquences graves, mais il s'en fallut de peu qu'il soit beaucoup plus sérieux. Ce fut le coefficient de température du combustible qui freina la réaction, les barres de sécurité étant chutées manuellement au bout d'une minute. Cela mit fin à l'excursion de puissance dont l'intensité totale s'établit à $3 \cdot 10^{18}$ fissions. Grâce à la protection biologique, la personne la plus touchée reçut une dose limitée à 2 rem.¹¹⁴

Le formalisme en matière de sécurité était donc très peu poussé. La responsabilité des mesures à prendre pour assurer la sécurité des expériences, que ce soit la conception des dispositifs ou la rédaction et l'application de consignes, restait à la charge des techniciens eux-mêmes. La première règle formalisée de sécurité pour les piles de faibles puissances est établie pour la protection biologique au début des années soixante, et notamment suite aux accidents de Vinca en Yougoslavie et d'Alizé.

chapitre 3. Naissance de la sûreté (1957-1959)

¹¹² Entretien avec G. Vendryes.

¹¹³ Anecdote racontée également par Yves Girard, *Un neutron entre les dents*, Editions Rive Droite, Paris, 1997, p. 140.

¹¹⁴ Les chiffres sont donnés par F. de Vathaire, «La sûreté des piles atomiques», *Cours de Génie Atomique*, CXI, ed. 1963, p. 2.

La fin des années cinquante voit naître dans différents pays un début de formalisation des problèmes de sûreté nucléaire. Mais dans cette voie, tous ne sont pas au même niveau d'avancement. Les travaux des deux conférences internationales qui se tiennent à Genève en 1955 et 1958 sont deux jalons qui le montrent très nettement.

3.1. Les deux premières conférences de Genève : deux jalons

La première conférence des Nations Unies sur les usages pacifiques de l'énergie atomique qui se tient à Genève en août 1955 fait suite à la levée par le président des Etats-Unis du secret sur les applications civiles de l'atome. En 1953, Eisenhower avait proposé aux autres nations un programme appelé «Atoms for Peace», dans lequel celles d'entre elles qui accepteraient de soumettre leurs installations à des contrôles pourraient bénéficier des connaissances nucléaires et seraient autorisées à avoir accès aux matières premières des Etats-Unis, pour des applications civiles. Cette conférence, décidée par le secrétariat général de l'ONU, est organisée par un comité de représentants scientifiques de sept pays (Etats-Unis, Union soviétique, Royaume-Uni, France, Canada, Inde et Brésil). Présidée par Homi Bhabha, chef de la commission atomique indienne, la conférence est qualifiée par le représentant français au sein du comité consultatif scientifique des Nations unies, de «plus importante réunion scientifique internationale de tous les temps»¹¹⁵ : mille cinq cents délégués, dont de nombreux scientifiques de l'Est et de l'Ouest présentent un millier de communications. La première conférence de Genève marque la fin des recherches menées en secret chaque nation pour soi, et lors de la conférence, tous les pays rivalisent pour montrer l'état d'avancement de leurs réalisations en la matière.¹¹⁶ Il ne faut pas moins de 16 volumes pour regrouper les actes de cette première conférence.

L'examen de ces actes montre un net retard de la France sur ses concurrents en matière de réflexion sur la sécurité : le volume 13 des actes¹¹⁷, et la session 6.2. «Reactor Safety and Location of Power Reactors» plus particulièrement consacrée aux dangers des réacteurs, ne contient aucune communication française, alors que de leur côté les Etats-Unis et la Grande-Bretagne présentent des recherches très avancées. Côté américain, on remarque des communications de H. M. Parker et J. W. Healy, «Environmental Effects of a Major Reactor Disaster», de Rogers C. McCullough, Mark M. Mills et Edward Teller, «The Safety of Nuclear Reactors», ou côté britannique la présentation de W. J. Marley et T. Fry, «Radiological Hazards from an Escape of Fission

¹¹⁵ Bertrand Goldschmidt, *Le complexe atomique*, Fayard, 1980, p. 270.

¹¹⁶ En matière de réacteurs, le cheval de bataille et la fierté de la France lors de cette première conférence fut la pile EL2 et son tout nouveau système de refroidissement, le premier système de refroidissement à air comprimé au monde, devançant ainsi les Anglais de quelques mois, nous dit J. Bussac, in P.-M. de la Gorce, op. cit., p. 170.

¹¹⁷ Le volume 13 regroupe les six sessions suivantes : la session 4.3. «Legal and Administrative Problems», la session 6.2. «Reactor Safety and Location of Power Reactors», la session 17C «Safety Standards and Health Aspects of Large-Scale Use of Atomic Energy», la session 17C.2 «Hazards Related to Uranium Mining», la session 18C.1 «Hazards related to Reactor and Chemical Processing, la session 18C.2 «Ecological Problems Related to Reactor Operation».

Products and the Implications in Power Reactor Location». Ce sont là les grands noms de la sécurité des réacteurs comme nous le verrons plus loin.

Les Français interviennent une première fois dans la session consacrée aux aspects législatifs et administratifs pour traiter le cas de l'usage des isotopes en France (Bugnard et Vergne, P/329, session 4.3), puis à deux reprises pour présenter les problèmes médicaux liés à l'exploitation de l'uranium (Jammet et Pradel, «Problem of Radon in the Uranium Mines», P/370, Session 17C.2; Jammet et Joffre, «Dangers of Irradiated Uranium», P/369, session 18C.2).

La deuxième conférence des Nations Unies sur les usages pacifiques de l'atome se déroule également à Genève, du 1^{er} au 13 septembre 1958, sous la présidence du Haut-Commissaire français Francis Perrin. Elle témoigne du même retard français sur la question de la sûreté. Les actes de la conférence occupent 33 volumes, dont le numéro 11 intitulé «Reactor Safety and Control» comprend deux sessions particulièrement dédiées à la sûreté des réacteurs, les sessions B-13 et B-14a «Reactor Safety and Containment» qui occupent un peu plus de 200 pages. Sur les 23 communications présentées, 19 proviennent des USA, 2 de Suède, 2 de Grande-Bretagne, 1 de Norvège, il n'y a aucune communication française. La comparaison de ces chiffres est éloquent quant à la différence du niveau de questionnement en la matière. Les Etats-Unis sont hégémoniques, la France absente.¹¹⁸ Nous aurons l'occasion de revenir plus en détail sur le contenu de ces communications en matière de sûreté des réacteurs, mais on peut d'ores et déjà noter que ces conférences marquent le début d'une certaine internationalisation des questions de l'atome civil, en particulier pour les problèmes de sécurité.

L'histoire de la sûreté nucléaire dans les deux pays où les conceptions sont les plus avancées, les Etats-Unis et la Grande-Bretagne, montre comment, dans des contextes industriels et culturels différents, les problèmes se sont posés aux techniciens et quelles réponses ils ont apporté. Les développements outre-Manche et outre-Atlantique vont par ailleurs fortement inspirer les hommes du CEA à partir du moment où ils vont décider de prendre en charge les questions de sécurité de façon centralisée, à la fin des années cinquante. Il leur faudra alors transférer les idées, les pratiques recueillies, et les adapter aux conditions françaises.

3.2. Développement de la sûreté nucléaire aux Etats-Unis

A la fin des années cinquante, le niveau de questionnement aux Etats-Unis sur les problèmes de sécurité est très en avance sur ce qui existe en France. Dès 1959 paraît aux Etats-Unis la première revue au monde consacrée au seul thème de la sûreté nucléaire, *Nuclear Safety*. *Nuclear Safety* est éditée par le laboratoire national d'Oak Ridge de la commission américaine de l'énergie atomique (USAEC). D'abord trimestrielle, *Nuclear Safety* paraîtra tous les deux mois à partir du volume 12. Dans son numéro 1 de

¹¹⁸ Les futurs spécialistes français de la sûreté interviennent cependant en présentant une communication sur la protection : Bourgeois, J., Millot, J.-P., Rastoin, J., de Vathaire, F., «Les coefficients expérimentaux de protection», Genève 1958, 15/P/1190, Rapport CEA 1307.

septembre 1959 la sûreté est définie comme étant «l'analyse et le contrôle des risques associés à l'énergie nucléaire, à l'utilisation des matières fissiles et à leurs effets sur l'environnement.» La revue met principalement l'accent sur la conception, la construction et l'exploitation des réacteurs. Cependant, les considérations de sûreté concernant le cycle du combustible (fabrication, traitement des combustibles usés, stockage des déchets, manipulation des radioisotopes, effets sur l'environnement de ces différentes opérations) sont aussi traitées. Les deux premiers points abordés systématiquement par la revue sont révélateurs de l'état d'avancement de la réflexion sur les risques de l'énergie nucléaire : les critères de sûreté, l'analyse des accidents.¹¹⁹ Plus de dix ans avant la publication de cette revue régulière, des organismes spécialisés sur les questions de sûreté ont été mis sur pied aux Etats-Unis. Cette avance américaine en matière de sûreté traduit une avance plus générale de ce pays en matière d'énergie atomique.

3.2.1. La loi Mac Mahon et l'Atomic Energy Commission

Après les travaux de Fermi, la période de guerre et le projet Manhattan, une loi de 1946, dite loi Mac Mahon instaure l'Atomic Energy Commission des Etats-Unis (USAEC), avec à sa tête cinq commissaires.¹²⁰ Il est à noter que l'Atomic Energy Act place l'USAEC sous le contrôle d'un comité mixte de parlementaires comprenant 9 membres du Sénat et 9 du Congrès, le Joint Committee on Atomic Energy (JCAE). Editée au moment où les tensions avec l'Union soviétique se développaient et que la guerre froide s'annonçait, la loi Mac Mahon avait certes reconnu l'intérêt des applications civiles de l'énergie atomique, mais elle avait surtout mis l'accent sur ses aspects militaires, sur la recherche de matières premières et de nouvelles armes, soulignant la nécessité du secret. C'est ainsi que toutes les données relatives à l'énergie nucléaire étaient classées secrètes et leur utilisation dans l'industrie privée interdite. Le développement de l'énergie atomique aux Etats-Unis restera le monopole de l'agence gouvernementale jusqu'à l'abrogation de la loi en 1954.

3.2.2. Un comité d'experts

¹¹⁹ Classiquement, chaque numéro de la revue suit le plan suivant : I/ Nuclear Safety Criteria; II/ Accident Analysis; III/ Reactor Safety Features; IV/ Plant Safety Features; V/ Consequences of activity Release; VI/ Current Events.

¹²⁰ L'histoire du développement de l'énergie atomique aux Etats-Unis a été relatée par de nombreux auteurs. Parmi les incontournables, mentionnons l'histoire officielle de l'AEC : Hewlett, Richard G., Anderson, Oscar E., *The New World, 1939/1946* : Volume I of A History of the United States Atomic Energy Commission, The Pennsylvania State University Press, 1962; Hewlett, Richard G., Duncan Francis, *Atomic Shield, 1947/1952* : Volume II of A History of the United States Atomic Energy Commission, The Pennsylvania State University Press, 1969; Hewlett, Richard G., *Atoms for Peace and War, 1953-1961*, University of California Press, Berkeley and London, 1989. Pour ce qui concerne plus particulièrement l'aspect «contrôle» de l'AEC puis de la Nuclear Regulatory Commission (NRC), deux ouvrages d'une histoire officielle de la NRC font référence : Walker, Samuel J., *Controlling the Atom. The Beginnings of Nuclear Regulation, 1946-1962*, University of California Press, Berkeley, 1984; Walker, Samuel J., *Containing the Atom. Nuclear Regulation in a Changing Environment, 1963-1971*, University of California Press, Berkeley, 1992. Le site internet de la NRC propose une histoire résumée de la NRC sous le titre «A short History of Nuclear Regulation, 1946-1999», et qui s'inspire des deux ouvrages précédents pour ce qui concerne les années allant jusqu'en 1971, www.nrc.gov/SECY/smj.shorthis.htm.

A côté de cet organisme gouvernemental chargé à la fois de la promotion de l'énergie nucléaire et de son contrôle, un comité indépendant d'experts, spécialisé dans les aspects de sécurité est mis en place en 1947 sous le nom de Reactor Safeguards Committee (RSC). Son rôle est au départ de conseiller l'AEC sur les aspects de sûreté dans la conception et la construction de ses propres réacteurs. Au cours de cette période, c'est essentiellement au sein du Reactor Safeguards Committee qu'ont lieu les débats entre spécialistes sur les questions de sûreté.

Le comité est composé de 15 personnalités reconnues pour leur compétence dans divers domaines liés à l'énergie atomique. Le premier président du Comité pour la sûreté des réacteurs n'est autre qu'Edward Teller.¹²¹ Edward Teller est l'un des pionniers de la physique nucléaire : il a contribué à la construction du premier réacteur nucléaire à l'université de Chicago en 1942 en tant que chef du groupe de physique théorique du «Metallurgical Laboratory», puis a participé au projet Manhattan à Los Alamos. Les autres membres du Reactor Safeguards Committee sont issus de différentes disciplines comme la physique, la chimie, l'ingénierie sanitaire, la météorologie ou la médecine. Le type d'institutions au sein duquel ils sont employés est également variée : on trouve des personnalités provenant de différentes universités, instituts de recherches ou entreprises. Sont par exemple membres du comité le physicien John A. Wheeler du Palmer Physical Laboratory de Princeton, qui avait publié en 1939 avec Niels Bohr un article important sur le mécanisme de fission et avait conseillé le travail sur les piles de production de Hanford; Joseph W. Kennedy, président du département de chimie de l'université Washington à Saint-Louis; Manson Benedict, spécialiste d'ingénierie chimique, de la société Hydrocarbon Research; le colonel Benjamin G. Holzman, chef du département des sciences géophysiques de l'armée de l'air, spécialiste de météorologie; Abel Wolman de l'université Johns Hopkins pour le domaine de la santé publique et de l'ingénierie sanitaire.¹²² Pendant ses quatre premières années d'existence, le comité s'est réuni quatre fois par an.

Ces scientifiques de grande valeur ont également une haute conscience des risques qu'ils ont à évaluer, comme en témoigne cette déclaration de Teller en 1953 devant le comité mixte de parlementaires (JCAE) : «Jusqu'à présent, nous avons eu beaucoup de chance que les accidents de réacteur nucléaire n'aient provoqué aucune victime. Mais avec le développement des applications des réacteurs nucléaires et de l'énergie nucléaire, on ne peut pas s'attendre à ce que ce résultat soit maintenu. Il faut réaliser que ce résultat a été obtenu pour une part considérable grâce aux mesures de sûreté qui n'ont pas manqué d'en retarder le développement. Les principaux facteurs qui influencent la

¹²¹ Physicien d'origine hongroise né en 1908, Edward Teller a étudié à Leipzig et à Göttingen. Il émigre aux Etats-Unis en 1935 et devient professeur de physique à l'université George Washington. En 1941, ayant acquis la nationalité américaine, il devient membre de l'équipe du «Manhattan Engineer District», d'abord à l'université Columbia (41-42), puis Chicago (42-43) et finalement au laboratoire de Los Alamos (43-46). Après la guerre, il retourne à Chicago comme professeur de physique, puis est directeur de Los Alamos de 1949 à 1951. Mécontent de la lenteur des recherches sur les armes thermonucléaires à Los Alamos, il crée avec Lawrence et York un nouveau laboratoire de l'AEC, le Livermore Radiation Laboratory en Californie. Il en est le directeur de 1958 à 1960. De 1960 à 1975, il enseigne la physique à Berkeley.

¹²² Hewlett G. Richard, Duncan Francis, Atomic Shield, University of California Press, Berkeley, 1990, pp. 186-187.

sûreté des réacteurs sont à mon avis raisonnablement bien cernés. Il y a eu dans les années passées quelques incidents mineurs, qui tous ont été provoqués par le non-respect de certaines règles de sûreté clairement établies; de tels accidents épisodiques ne peuvent être évités. Il est plutôt remarquable qu'ils se soient produits dans un si petit nombre de cas. Je veux insister en particulier sur le fait que l'exploitation des réacteurs nucléaires n'est pas quelque chose de mystérieux et que les irrégularités ne sont pas plus imprévues que les accidents qui arrivent du fait de la violation du code de la route.»¹²³

Comme la plupart des spécialistes de l'atome, Teller tient à démystifier le risque nucléaire et à préciser en quoi il consiste réellement : une centrale nucléaire n'est pas une bombe. Si le pouvoir dévastateur de l'atome a pu être constaté par tous à Hiroshima, le réel danger des centrales atomiques n'est pas là, ce sont les produits radioactifs.¹²⁴ Teller poursuit son explication : «Le grand public pense que le principal danger d'une pile nucléaire est qu'elle risque d'exploser. Il convient cependant de faire observer qu'une explosion, pour possible qu'elle soit, semble ne devoir être dangereuse que pour le voisinage immédiat, et que ses effets destructeurs se limiteront probablement aux opérateurs. La présence de poisons radioactifs dans les centrales nucléaires présente un risque beaucoup plus grand pour le public. Lors d'un accident nucléaire, les poisons peuvent se dégager dans l'atmosphère ou contaminer l'approvisionnement en eau. De fait, leur concentration restera dangereuse, dans un rayon de quinze kilomètres, et même, dans certains cas, jusqu'à cent cinquante kilomètres.»¹²⁵ Pour Teller, le risque nucléaire existe, il est identifié, et il faut se conformer à certaines règles, même si cela doit retarder le développement de cette forme d'énergie. En ce sens, la déclaration de Teller est une mise en garde à l'adresse de l'AEC, dont l'essentiel des efforts est tourné vers la promotion la plus rapide possible de l'énergie atomique. Pour résumer en quoi consiste le danger d'un réacteur, Teller avait utilisé une image frappante : «Le danger est, en gros, analogue à celui que l'on courrait en produisant sous le même toit des explosifs et des

¹²³ Edward Teller, cité par David Okrent, *Nuclear Reactor Safety. On the History of the Regulatory Process*, The University of Wisconsin Press, Madison, 1981, p. 3. Le texte original est le suivant : «Up to the present time we have been extremely fortunate in that accidents in nuclear reactors have not caused any fatalities. With expanding applications of nuclear reactors and nuclear power, it cannot be expected that this unbroken record will be maintained. It must be realized that this good record was achieved to a considerable extent because of safety measures which have necessarily retarded development. The main factors which influence reactor safety are, in my opinion, reasonably well understood. There have been in the past years a few minor incidents, all of which have been caused by neglect of clearly formulated safety rules; Such occasional accidents cannot be avoided. It is rather remarkable that they have occurred in such a small number of instances. I want to emphasize in particular that the operation of nuclear reactors is not mysterious and that the irregularities are no more unexpected than accidents which happen on account of disregard of traffic regulations.»

¹²⁴ Dans une bombe atomique, c'est avant tout le pouvoir explosif de la réaction en chaîne non contrôlée et ses conséquences mécaniques qui sont recherchées par les militaires. L'empoisonnement radioactif qui en découle n'est pour ainsi dire qu'un sous-produit.

¹²⁵ Cité par Bourgeois, J., Tanguy, P., Cogné, F., Petit, J., *La sûreté nucléaire en France et dans le monde*, Polytechnica, Paris, 1996, p. 82.

poisons violents.»¹²⁶

D'après un éminent spécialiste de la sûreté des réacteurs qui sera l'un des successeurs de Teller à la tête du comité d'experts et qui en a retracé l'histoire¹²⁷, l'AEC ne semble pas avoir exprimé de doctrine particulière en matière de sûreté jusqu'en 1953, date des prises de position précédentes d'Edward Teller. En 1950 cependant, le Reactor Safeguards Committee de l'AEC rend public une première règle («guide») indiquant un critère de sélection pour le site devant accueillir une centrale : une formule empirique est proposée qui donne le rayon R en miles à l'intérieur duquel l'exposition aux radiations devrait être inférieure à 300 rem en cas de rejet accidentel non confiné des produits de fission, si P est la puissance en kW thermiques.

La formule est la suivante : $R = 0,001 (P)^{1/2}$.

Pour un réacteur d'une puissance de 3000 MWth (1000 MWe), cette formule donne une distance, une zone d'exclusion, de 30 km. Ce critère met donc au premier plan la distance comme facteur de sécurité intangible : plus le réacteur est puissant, donc plus grande est la quantité de produits radioactifs qu'il contient, plus il doit être éloigné des centres densément peuplés.

Mais ce critère de sélection n'autorisant finalement que peu de sites pour des centrales de puissance sans confinement, et compte tenu du coût des terrains à acquérir pour satisfaire à ces critères, des pressions vont se faire jour pour une diminution de la taille de ces «zones d'exclusion». Dans les deux années qui suivent, un nouveau concept est développé pour autoriser un allègement de ce critère : cela consiste à placer un bâtiment étanche autour du réacteur, une enceinte de confinement qui doit empêcher les produits de fission de se répandre dans l'atmosphère en cas d'accident.

Témoignant du lien très étroit établi aux Etats-Unis entre les problèmes de sûreté des réacteurs et la question de leur implantation sur un site donné, l'AEC opère en 1953 la fusion de deux de ses comités d'experts, le Reactor Safeguard Committee (RSC) et l'Industrial Committee on Reactor Location Problems (ICRL), Comité industriel sur les problèmes d'implantation des réacteurs. Leur réunion donne naissance à l'Advisory Committee on Reactor Safeguards (ACRS)¹²⁸, le comité consultatif sur la sûreté des réacteurs. Son premier président est le Dr. C. Rogers McCullough de la société Monsanto. Ancien président de l'ICRL, sa nomination à la tête de l'ACRS illustre la consolidation de l'influence des industriels dans le comité pour la sûreté. L'ICRL avait en

¹²⁶ Teller, E., «Reactor Hazards Predictable», *Nucleonics*, 1953, 11, n°11, 80, cité in : McCullough, Rogers C., Mills, Mark M., Teller, E., «The Safety of Nuclear Reactors», *Proceedings of the First International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy*, Geneva, 1955, United Nations, N.Y., 1956, P/853, Vol. XIII, pp. 79-87, p. 81.

¹²⁷ Il s'agit de David Okrent qui est membre du Comité d'Expert de 1964 à 1987. Il en est vice-président en 1965, président en 1966. Ingénieur mécanicien du Stevens Institute of Technology en 1943, docteur en physique de l'Université d'Harvard en 1951, il a travaillé depuis cette date au laboratoire national d'Argonne. Chef physicien pour la conception et le démarrage de la pile rapide ZPR-III puis EBR-II, il a dirigé le programme de sûreté des réacteurs rapides pendant plusieurs années, initiant le programme TREAT. Il a été délégué aux trois premières conférences des Nations Unies à Genève en 1955, 1958 et 1964. La liste des membres du comité donnée année par année sur le site de la Nuclear Regulatory Commission (NRC). <http://www.nrc.gov/ACRS/organization/MemblList.html>, téléchargée le 14 janvier 2001.

effet été créé en janvier 1951 pour contrebalancer le poids du Reactor Safeguard Committee qui, aux yeux des commissaires de l'AEC, ne prenait pas assez en compte l'aspect «développement» de l'énergie atomique. Le RSC s'était notamment opposé à l'implantation d'un réacteur à haut flux sur le site des laboratoires d'Argonne, jugé trop proche de Chicago. Or ce réacteur était très important pour tester les matériaux indispensables pour les futurs réacteurs. La présidence de Mc Cullough met ainsi fin au rôle des physiciens de haut vol au profit de préoccupations plus proches de celles des industriels. On escompte du nouveau comité que dans son examen des problèmes d'implantation il accorde une plus grande considération aux facteurs «développement»¹²⁹, ce qui n'empêchera pas le comité de prendre des positions qui seront jugées parfois trop prudentes par l'AEC.¹³⁰

Les conceptions très avancées de l'ACRS en matière de sûreté sont exposées lors de la première conférence de Genève en 1955 dans un article magistral, «la sécurité des piles nucléaires» : les principes qui régissent le fonctionnement des réacteurs y sont exposés, les dangers sont reconnus, la définition de la sûreté est énoncée. Le souhait des auteurs que le progrès de cette nouvelle technologie soit rapide ne les empêche pas de préconiser que des mesures de sécurité adaptées soient prises pour qu'aucun «risque inutile ou téméraire» ne soit pris dans ce domaine. C'est même une condition de son progrès : une catastrophe pourrait retarder l'épanouissement de cette nouvelle industrie. McCullough, Mills et Teller définissent tout d'abord ce qu'est la sécurité¹³¹ des piles et ce qu'implique cette notion : «la sécurité absolue n'est pas possible, et ce qu'on entend par sécurité de la pile, c'est le fait de réduire ces dangers à un risque calculé et acceptable aussi minime que possible.»¹³² Même si jusqu'ici aucun accident n'est à déplorer, les

¹²⁸ Certains auteurs font remonter la naissance de l'ACRS à 47 : en fait le Comité est fondé en 53. Il faut remarquer qu'aux Etats-Unis, comme plus tard dans les autres pays, la définition du comité d'expert n'a pas été immédiate. Mais dès 1947, on se préoccupe de manière indépendante des concepteurs des problèmes de sûreté des réacteurs. D'autre part, la fusion des deux comités qui fondent l'ACRS est révélatrice de la méthodologie américaine qui met en rapport les propriétés du site et celles de la centrale, ce qui est résumé par les Anglo-saxons par le terme de «siting», regroupant les deux aspects étudiés dans les procédures d'autorisation. On parlerait aujourd'hui d'une conception systémique de la sûreté, le système étant composé du réacteur et de son environnement.

¹²⁹ Sur les relations de l'AEC avec Monsanto et la nomination de Mc Cullough, on consultera l'excellent ouvrage de Brian Balogh, *Chain Reaction. Expert debate and public participation in American commercial nuclear power, 1945-1975*, Cambridge University Press, Cambridge, 1991, pp. 129-132.

¹³⁰ Les membres de l'ACRS lors de sa création sont : Manson Benedict (MIT), Harvey Brooks (Harvard University), William P. Conner (Hercules Powder Company), Richard L. Doan (Phillips Petroleum Company), H. Friedel (Wester Reserve University), I. B. Johns (Monsanto Chemical Company), Rogers C. McCullough (président), Mark M. Mills (University of California Radiation Laboratory), Kenneth R. Osborn (Allied Chemical and Dye Corporation), Donald A. Rogers (Chemical and Dye Corporation), C. R. Russel (secrétaire), Reuell C. Stratton (Travelers Insurance Company), Edward Teller (University of California), H. Wexler (United States Weather Bureau), Abel Wolman (The John Hopkins University).

¹³¹ La traduction française utilise le terme de «sécurité» pour «safety». A partir de 1959, le terme français consacré sera celui de «sûreté» et non plus «sécurité» dans le domaine nucléaire.

auteurs remarquent qu'il est impossible d'envisager un fonctionnement de longue durée de piles nucléaires sans que certaines erreurs dans les plans ou dans la mise en œuvre ne soient occasionnellement commises. Les statistiques d'accident sont ici inopérantes, c'est donc sur le jugement de l'expert, d'après une analyse technique détaillée de la pile considérée, et sur la prudence qu'il faut compter pour déterminer le taux de risque admissible. Vient ensuite une description du danger dû aux piles nucléaires : la radioactivité qu'elles contiennent. Les auteurs remarquent à ce propos que dans l'état actuelle des connaissances, «de toute évidence, les poisons radioactifs sont plus dangereux que les poisons chimiques; l'augmentation du risque peut être figurée par un facteur de l'ordre de 10⁶ à 10⁹», d'où l'importance de «retenir ces matériaux radioactifs à l'intérieur de la pile, et de prévenir leur dispersion sur des zones très peuplées». Pour exemple, ils citent le cas d'un appareil dont la puissance est de 250 000 kW de chaleur (60 000 kW de puissance électrique), qui, même un jour après son arrêt, contient toujours une radioactivité «énorme» d'environ 300 millions de curies, soit l'équivalent de l'activité de 300 tonnes de radium.

Le corps de l'article développe les divers défauts de fonctionnement d'une pile qui peuvent conduire à la libération des produits de fission :

- «développement d'un état supercritique (emballement de la pile); 1.
- fusion d'éléments de la pile, même après l'arrêt de la réaction en chaîne, en raison de 2. la chaleur dégagée à retardement par les produits de fission radioactifs;
- possibilité de réactions chimiques exothermiques entre divers constituants de la pile 3. [dans le cas d'un accident] amorcé par un emballement de la réaction en chaîne ou par la fusion due à la chaleur retardée.»Ibid., p. 95.

Parmi les nombreuses conclusions tirées par l'ACRS, on peut noter pour exemple que les auteurs mettent l'accent, pour maîtriser l'emballement de la réaction, sur certains facteurs qui permettent d'allonger la période de multiplication des neutrons et facilitent le contrôle de la pile, en particulier les coefficients de température de réactivité : si la pile est conçue de telle sorte qu'ils sont négatifs, un début d'emballement de la réaction en chaîne sera limité de façon intrinsèque. Pour faire face au même problème, le système de commande doit être particulièrement étudié. Pour prévenir les accidents par dégagement retardé de chaleur, ils soulignent l'importance de pouvoir évacuer celle-ci en utilisant le transfert de chaleur par convection naturelle. Une autre leçon générale reprise en conclusion est que le danger dans les accidents de pile est minime, au moins pour les personnes qui ne sont pas autour de la pile. C'est pourquoi l'ACRS estime qu'on peut éviter la dispersion des produits de fission après un accident de pile en constituant un bâtiment étanche aux gaz, et que pour certaines piles, le bâtiment étanche devra pouvoir tenir la pression. Mc Cullough, Mills et Teller concluent en attirant à nouveau l'attention sur «le degré de danger collectif» que peut entraîner un accident survenu sur une pile : «En mettant tout au mieux, et en admettant qu'il n'y ait pas de morts, il peut être nécessaire d'évacuer une

¹³² McCullough, Rogers C., Mills, Mark M., Teller, Edward, «La sécurité des piles nucléaires», Proceedings of The First International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1955, P/853, Vol. XIII, United Nations, New York (1956), pp. 93-102.

grande ville, d'abandonner un bassin fluvial, et il faudra sans doute interdire l'accès de l'emplacement même de la pile pendant des années.»¹³³ Mais en dépit de «toutes ces désastreuses conséquences possibles», l'ACRS réaffirme sa conviction dans l'avenir des piles nucléaires et dans les bienfaits qu'elles pourront apporter à l'humanité.

Les principes qui régissent la sûreté des piles nucléaires sont donc reconnus très tôt, et le développement des futures usines se fait sous bonne garde.

3.2.3. L'Atomic Energy Act

En août 1954 une nouvelle loi est votée (Atomic Energy Act) qui rompt avec les restrictions imposées depuis 1946 : le développement de l'énergie atomique à des fins civiles est désormais placé au rang de priorité nationale et l'AEC doit mettre fin à son monopole sur les données nucléaires. L'objectif est de lancer de façon urgente un vaste programme de développement d'une industrie nucléaire commerciale privée. En même temps, la loi de 1954 confie à l'AEC le soin de préparer les réglementations visant à protéger la santé du public contre les dangers des rayonnements. L'Atomic Energy Act charge donc statutairement l'AEC de trois missions principales : à côté du développement et de l'expérimentation des armes nucléaires, elle doit assurer la promotion commerciale de l'énergie atomique, tout en assurant la réglementation et le contrôle («regulation») de ces activités. Ces deux derniers objectifs, parfois contradictoires surtout lorsqu'ils sont assignés à la même agence, ne manqueront pas d'engendrer certaines difficultés, notamment avec le comité d'expert qui prendra des positions plus réservées que les commissaires sur certains projets soumis par les industriels.

Pour encourager l'industrie privée à développer l'énergie atomique, la Commission à l'Energie Atomique, sous la présidence de Lewis L. Strauss, impulse en janvier 1955 un «power demonstration program». L'AEC s'engage auprès des industriels à assurer la recherche et développement des réacteurs de puissance dans ses laboratoires, de subventionner les recherches supplémentaires effectuées par les industriels et de leur fournir les matières premières. Le but du programme de démonstration de l'AEC est de stimuler la participation et l'investissement du privé dans la faisabilité des différents types de réacteurs.

En contrepartie, du point de vue réglementaire, l'Atomic Energy Act renforce le rôle de l'ACRS dans l'évaluation de la sûreté des centrales commerciales, le comité devant émettre un avis sur l'opportunité d'autoriser ou non la construction d'un réacteur. En 1955, l'AEC forme une Division des Applications Civiles (Division of Civilian Application) pour l'attribution des licences d'exploitation des réacteurs, division au sein de laquelle est constitué un Service d'Evaluation des Risques (Hazards Evaluation Branch).

La loi de 1954 indique également la procédure à suivre pour l'obtention de l'autorisation de construction et d'exploitation d'un réacteur. Ces procédures se veulent suffisamment rigoureuses pour assurer la sûreté et malgré tout assez souples pour ne pas entraver le progrès technique dans cette technologie en plein développement. Ainsi, l'évaluation de la sûreté des réacteurs est effectuée au cas par cas, sans réelle

¹³³ Ibid., p. 102.

philosophie, mais en tentant chaque fois de peser les avantages et l'adéquation des systèmes de sécurité proposés avec le site et le type de réacteur.

Dans un premier temps, tout producteur d'électricité souhaitant obtenir une autorisation dépose une demande auprès de l'AEC pour discuter les sites possibles compte tenu du type de centrale et en considérant la densité de population, la sismologie, la météorologie, la géologie et l'hydrologie du site. A ce stade l'AEC souligne également au requérant le type d'informations concernant le projet qui sont nécessaires pour son évaluation.

Si ces informations sont fournies, démarre alors la procédure officielle d'examen de la demande de permis de construction : c'est l'évaluation du «rapport préliminaire de risques» (preliminary hazards summary report) par la Division of Reactor Licensing, qui analyse les caractéristiques du site, les choix de conception et de calculs, l'efficacité des dispositifs de sûreté et de confinement pour la prévention des rejets radioactifs en cas d'accident, les alimentations de secours, la manutention du combustible et le stockage des déchets. Dès que l'équipe chargée de la réglementation de l'AEC reçoit cette demande d'autorisation, elle envoie une copie des rapports à l'ACRS, qui donne un avis, associé de recommandations quant à l'opportunité ou non d'autoriser la construction de la centrale.

Dans un troisième temps, se tient une audition publique, un «Public Hearing». Cette procédure instituée en 1957 prévoit que toute autorisation doit être soumise à l'instruction de l'Atomic Safety Licensing Board (ASLB), qui est présidée par un juriste, dans une sorte de procès où des représentants de l'AEC peuvent être appelés à témoigner. L'ASLB rend une décision pouvant être contestée en appel. Si la décision est favorable, le dossier est soumis à un nouvel examen, qui autorise la construction, les travaux ne pouvant commencer qu'à sa délivrance.

Après l'autorisation de construire, l'AEC exerce un contrôle pour vérifier que la réalisation se fait conformément aux prescriptions établies. Le producteur doit ensuite déposer une demande d'autorisation d'exploitation, accompagnée d'un «rapport final de risques» (final hazards summary report) : une nouvelle procédure d'examen par l'AEC puis l'ACRS est alors engagée. L'AEC délivre alors généralement une autorisation provisoire, puis une autorisation définitive qui fait l'objet d'une procédure complète avec enquête publique.

3.2.4. WASH 740

Du point de vue de la sûreté, la deuxième moitié des années cinquante est marquée par des tentatives d'évaluer les pires conséquences possibles d'un accident de réacteur. Parmi ces études, la plus célèbre est le rapport dit de Brookhaven ou WASH 740. Il est publié par l'AEC en mars 1957 sous le titre «Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants». Ce rapport, comme son titre l'indique, a pour objectif l'évaluation théorique des conséquences pour l'environnement qui résulteraient d'accidents de réacteurs nucléaires qui mettraient en défaillance tous les systèmes de sécurité : on évalue donc les possibilités d'accidents hypothétiques qui conduiraient à la dispersion de la totalité des produits radioactifs contenus dans le cœur et

les conséquences radiologiques qui en découleraient, indépendamment des mesures prises pour empêcher l'occurrence d'une telle catastrophe, en ignorant donc toutes les mesures de prévention prises, les «engineered safeguards.»

L'étude des chercheurs de Brookhaven ¹³⁴ part d'un certain nombre d'hypothèses. Ils se sont donné un réacteur de 500 MW thermique (100 à 200 MW électriques) et un cycle du combustible de 180 jours. Tous les accidents sont supposés se produire le 180^{ème} jour quand la quantité de produits de fission est maximum; elle est censée être de 400 millions de Curie. Le réacteur est supposé situé à 30 miles (48,3 km) d'une grande ville d'un million d'habitants. La densité moyenne de la population dans cette zone est de 500 personnes par miles carrés (193 personnes au km²) et le réacteur est situé au centre d'un cercle d'un rayon de 2000 pieds (610 m). Les chercheurs supposent que des quantités plus ou moins grandes d'effluents radioactifs s'échappent du réacteur, en envisageant différents cas selon la température de l'effluent (chaude ou froide), la taille des particules (vapeur ou poussière), un temps sec ou humide, différentes conditions de vent, et différentes hauteurs des nuages. Les niveaux de tolérance individuelle sont exprimés en dose de rayonnement gamma corps entier : on suppose qu'il n'y a pas d'effet en dessous de 25 rem, que les effets sont peu probables entre 25 et 100 rem (mais qu'une observation des patients est nécessaire), probables de 100 à 450, mortels au-delà de 450. Pour mesurer l'étendue de la contamination de l'environnement plusieurs niveaux de gravité sont utilisés : 1. Evacuation immédiate du personnel; 2. Evacuation du personnel, en ordre; 3. Restriction de l'activité extérieure; 4. Restriction des cultures et de l'élevage.

Trois types d'accidents de réacteur sont pris en compte pour l'estimation des dommages. Le moins dangereux en termes de risque hors-site suppose que tous les effluents restent localisés à l'intérieur de l'enceinte de confinement. Un risque plus grand résulte de la seconde hypothèse supposant le rejet des produits de fission volatiles, plus 1% du strontium. La troisième hypothèse est le relâchement de la moitié des produits de fission. En considérant différentes conditions de rejets, des estimations sont faites sur les possibilités et sur les dommages découlant d'un accident de réacteur.

Parmi les conclusions, les chercheurs de Brookhaven notent tout d'abord que si l'enceinte de confinement joue effectivement son rôle de telle sorte qu'aucun produit de fission ne quitte le site du réacteur, le danger pour le personnel comme les dégâts matériels sont nettement limités. Cependant, si des produits de fission s'échappent, il apparaît concevable que 3400 personnes soient tuées et que 40 000 autres soient contaminées. Le coût d'un tel accident majeur pourrait être de l'ordre de 7 milliards de dollars. Mais les fluctuations sur les résultats sont très grandes, en fonction des différentes hypothèses prises.

Les chercheurs de Brookhaven notent qu'ils auraient pu utiliser des probabilités et des coûts comme base pour le calcul de «l'espérance» (au sens statistique), à savoir la probabilité d'un accident multipliée par son coût, ce qui aurait permis de calculer un coût moyen par accident de réacteur. Mais ils s'y sont refusé estimant qu'une telle approche serait trompeuse car que le coût d'un accident est trop important et peut varier dans de trop grandes proportions.

¹³⁴ D'après Mark M. Mills, «Reactor Hazards», in Mark M. Mills, *Modern Nuclear Technology*, McGraw-Hill, New York, 1960.

Ce rapport visait à apaiser les craintes à l'égard de l'énergie atomique en donnant une valeur majorante du nombre de victimes possibles qui seraient causées par un accident aboutissait donc à une conclusion peu rassurante : la fusion du cœur d'un réacteur provoquerait le rejet de substances radioactives en quantité suffisante pour tuer 3400 personnes sur le coup et en blesser gravement 40 000 autres. Les dégâts matériels seraient de 7 milliards de dollars, une zone de 240 000 kilomètres carrés étant touchée. Au lieu de rassurer, ces chiffres allaient effrayer tous les observateurs et donner par la suite aux opposants à cette forme d'énergie des arguments de poids pour en dénoncer les dangers.

3.2.5. «Distance versus engineered safeguards»

Sur le fond, pendant des années, le débat sur la sûreté nucléaire aux Etats-Unis va porter autour de l'équilibre entre la distance d'exclusion autour des réacteurs et les dispositifs additionnels de sécurité tels que l'enceinte de confinement chargée d'assurer la protection des populations. Dans ce débat, les firmes mettent en avant tous les systèmes de sécurité qu'elles ont développés pour faire accepter une diminution, voire la suppression de la zone d'exclusion, et ce, malgré des réacteurs dont la puissance est en augmentation. Pour des raisons économiques, elles souhaitent disposer des centrales atomiques au plus près de leurs clients, et donc, près et même au cœur des centres urbains. Réduire les distances d'exclusion permet de diminuer le coût des lignes électriques, la surface des terrains à acquérir. Le marché que proposent les compagnies est en gros le suivant : «si nous améliorons les systèmes de protection, les critères d'éloignement doivent être assouplis». Et à la limite, «si nous faisons la démonstration qu'ils sont infaillibles, aucune raison ne justifie l'existence des zones d'exclusion.»

A l'instar de l'étude des scientifiques de l'AEC de Brookhaven, deux ingénieurs de la General Electric Company avaient présenté une communication à la première conférence de Genève de 1955 sur les effets environnementaux d'une catastrophe nucléaire majeure.¹³⁵ En introduction, Parker et Healy affirment clairement que le but des industriels est de tirer bénéfice des avantages économiques que procure une implantation des réacteurs nucléaires proche des centres urbains, mais que pour cela il est essentiel d'éliminer les risques radiologiques. Selon eux, cela est d'ores et déjà possible car on est en mesure de construire des réacteurs qui soient intrinsèquement sûrs (*inherently safe*), et que même si un accident sérieux se produisait, ce qui est toujours possible, le rejet de matières radioactives peut être empêché par une enveloppe de protection, par exemple une épaisse sphère métallique. L'objectif de leur communication est, tout en donnant une image de ce qui pourrait se passer dans l'éventualité où une telle protection ne serait pas présente, d'établir des critères raisonnables pour le degré de sûreté nécessaire. Si l'essentiel de l'article s'attache à montrer les conséquences potentielles qui résulteraient d'un tel accident, ils veulent mettre l'accent sur le fait que pondérées par un coefficient de rétention plus ou moins grand provenant de l'enceinte et des différents systèmes de protection, les conséquences peuvent finalement être acceptables. C'est donc au niveau

¹³⁵ Parker, H. M., Healy, J. W., «Environmental Effects of a Major Reactor Disaster», Proceedings of The First International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1955, P/482, Vol. XIII, United Nations, New York (1956), pp. 106-109.

de qualité de telles enceintes qu'il faut veiller car en définitive ce sont elles qui déterminent le risque réellement encouru, sous-entendu et non la distance.

Etant donné l'absence de données statistiques sur les accidents de réacteurs, les auteurs proposent des estimations théoriques de telles conséquences, en partant d'hypothèses sur les mécanismes initiateurs d'incidents, le taux de rejet, les conditions météorologiques et les taux de dépôt de produits radioactifs. Basant leurs calculs sur l'équivalence entre la quantité de produits de fission accumulés dans le cœur et la puissance d'un réacteur qui a fonctionné pendant une certaine durée, ils définissent un indicateur, le niveau de puissance équivalent aux rejets de produits de fission : le «niveau de puissance équivalent rejets de produits de fission» est égal au produit de la puissance réelle par un coefficient de rétention, puisque seule la partie qui s'échappe finalement dans l'atmosphère induit un risque pour l'environnement. En fonction de la variation d'un certain nombre de paramètres dont la densité de population, ils proposent des estimations des dommages. Par exemple, pour un rejet de tout l'inventaire radioactif du cœur d'un réacteur de 100 000 kW (100 MW), entre 200 et 500 personnes pourraient être tuées dans une région dont la densité serait comprise entre 200 et 500 personnes au mile carré. Entre 2000 et 5000 personnes seraient exposées à des niveaux sérieux de rayonnement. Mais avec un système de protection ayant un coefficient de rétention de 0.01, le niveau de puissance équivalent serait de 1000 kW, c'est-à-dire en dessous d'un niveau ayant des conséquences décelables. L'efficacité des systèmes de sauvegarde est donc primordiale.

Du côté de l'AEC, l'année 1956 marque l'affirmation d'une nouvelle politique de sûreté, à savoir la victoire de la philosophie du confinement au détriment des critères d'éloignement, qui sont assouplis. Ce tournant s'explique par la volonté de l'AEC de ne pas entraver le développement de l'industrie atomique qu'elle pousse à bout de bras.

Or malgré les incitations de l'AEC, les producteurs d'électricité américains ne se montrent pas très enthousiastes : en plus des incertitudes scientifiques et techniques sur la faisabilité de cette énergie et sur sa compétitivité économique, la reconnaissance de ses dangers n'incite pas l'industrie à se lancer dans l'énergie atomique. Les producteurs américains d'électricité ont le choix de leur matière première, que ce soit le pétrole, le gaz ou le charbon, et l'option nucléaire n'est qu'une parmi d'autres. Et si les contraintes sont trop importantes sur ce type d'énergie par rapport à ce qu'elles sont dans les autres énergies traditionnelles, ils n'ont pas vocation à se risquer dans cette voie. Ces arguments ne peuvent manquer de toucher l'AEC dont le développement de l'énergie atomique est la mission. La partie «contrôle» de l'AEC restera toujours très réduite par rapport à sa partie «développement», et l'on pose très nettement la nécessité d'un compromis entre économie et sûreté.

La réponse qu'adresse le Président (Acting Chairman) de l'AEC, le Dr. Willard F. Libby¹³⁶, à une question d'un sénateur à propos des critères de sélection des sites en zone urbaine est l'illustration de ce tournant : un compromis est établi entre «engineered

¹³⁶ Docteur en chimie de l'université Berkeley (1933), Willard F. Libby a travaillé pendant la guerre à la War Division Research de l'université Columbia où il développa un procédé de séparation des isotopes de l'uranium par diffusion gazeuse. Commissaire à l'AEC de 1954 à 1959, il reçoit le Prix Nobel de chimie en 1960 pour l'invention d'un procédé de datation des matériaux organiques grâce au carbone radioactif.

safeguards» et «distance», on met désormais l'accent plus sur le confinement que sur l'isolement. «Comme indiqué précédemment, si l'on devait considérer les seuls facteurs de sûreté, les réacteurs atomiques devraient être implantés dans des régions de densité de population les plus faibles possibles. Cependant, l'expansion et le développement d'une industrie de l'énergie atomique ne peuvent aller de l'avant dans des conditions d'isolement sensiblement différentes de celles que l'on a estimées applicables à la plupart des autres industries. [...] La motivation financière des propriétaires de réacteurs pour prendre toutes les mesures nécessaires pour protéger leur investissement comme pour diminuer leur responsabilité publique potentielle, et les responsabilités légale et morale de la Commission pour protéger le public d'une exposition excessive à la radioactivité, ont pour résultante un système caractérisé par une attitude de prudence et de minutie d'évaluation uniques dans l'histoire industrielle. [...] Nous attendons que les réacteurs de puissance, comme celui actuellement en construction à Shippingport en Pennsylvanie, reposeront plus sur la philosophie du confinement que sur celle de l'isolement comme moyens de protéger le public des conséquences d'un improbable accident, mais dans chaque cas il y aura une distance raisonnable entre le réacteur et les centres importants de population. En résumé, notre philosophie de sûreté postule que le danger potentiel résultant de l'exploitation d'un réacteur est très élevé et que la sûreté ultime du public dépend de trois facteurs : 1. Reconnaître tous les accidents possibles qui pourraient libérer des quantités dangereuses de matériaux radioactifs; 2. Concevoir et exploiter le réacteur de telle sorte que la probabilité de tels accidents soit réduite à un minimum acceptable; 3. Par une combinaison adéquate de confinement et d'isolement, protéger le public des conséquences d'un tel accident, s'il devait se produire.»¹³⁷

Le commissaire de l'AEC est clair sur ce point, il n'y a pas de sécurité absolue, l'accident est toujours possible. Il s'agit de diminuer la probabilité qu'un tel accident se produise par différents moyens. Mais la distance vis-à-vis d'un centre urbain n'est pas le seul critère de sécurité. D'autres facteurs de sécurité inclus dans les projets doivent faire progresser la sûreté et autoriser une diminution de l'éloignement des réacteurs, de façon certes «raisonnable». L'éloignement n'est plus considéré comme un rempart absolu, ultime, il n'est qu'un facteur parmi d'autres contribuant à la minimisation du risque global.

¹³⁷ Cité par Okrent, op. cit., pp. 23-24. Le texte original est le suivant : « As previously stated, if considerations were given to safety factors alone, atomic reactors should be located in areas of lowest possible population density. However, the growth and development of an atomic energy industry cannot proceed under conditions of isolation which are significantly different from those which have been found to be applicable to most other industries. [...] The financial incentive of the owners of the reactor to take all steps necessary to protect their investment, as well as to decrease their potential public liability, and the legal and moral responsibilities of the Commission to protect the public from overexposure to radioactivity, are resulting in a system which is characterized by an attitude of caution and thoroughness of evaluation unique in industrial history.[...] It is expected that power reactors, such as that now under construction at Shippingport, Pennsylvania, will rely more upon the philosophy of containment than isolation as a means of protecting the public against the consequences of an improbable accident, but in each case there will be a reasonable distance between the reactor and major centers of population. In summary then, our safety philosophy assumes that the potential danger from an operating atomic reactor is very great and that the ultimate safety of the public is dependent upon three factors ; 1. Recognizing all possible accidents which could release unsafe amounts of radioactive materials; 2. Designing and operating the reactor in such a way that the probability of such accidents is reduced to an acceptable minimum; 3. By appropriate combination of containment and isolation, protecting the public from the consequences of such an accident, should it occur. »

Par ailleurs, il faut bien distinguer le risque potentiel (le rejet de tous les produits radioactifs contenus dans le cœur), du risque réel, car il faut tenir compte des mesures de protection intégrées au projet.

Cette nouvelle conception de l'AEC, qui limite le rôle de la distance comme facteur supplémentaire de sécurité, provoque la première dissension de l'ACRS.

En janvier 1956, un désaccord oppose l'AEC à l'ACRS qui prend une position beaucoup plus sévère que celle du Comité réglementaire de la commission à propos de la construction d'un réacteur rapide à Lagoona Beach dans le Michigan. Le président de l'AEC et les industriels estiment que l'ACRS est trop prudent. La controverse devient même publique et montre pour la première fois que le jugement sur la sûreté de l'AEC peut être influencé par sa volonté de promotion d'une énergie nucléaire privée. A la suite de cette affaire, le Congrès transforme l'ACRS en organisme statutaire - on ne lui demande plus simplement son «avis» - ayant la charge d'examiner toute nouvelle demande de centrale, aux côtés de la Division of Reactor Licensing de l'AEC. Ce renforcement des pouvoirs de l'ACRS sera source de nombreux conflits avec l'AEC.

3.2.6. Le Price Anderson Act

Comme l'ont montré les études comme WASH 740, les dommages provoqués par un accident de réacteur pourraient être considérables. C'est pourquoi l'AEC, afin d'inciter l'industrie jusque-là restée réservée face au développement de l'énergie nucléaire, estime qu'un facteur clé pour la réussite du programme atomique est la question de l'assurance financière en cas d'accident. Jusque-là, les compagnies d'assurance ne couvraient les risques qu'à hauteur de 60 millions de dollars. Pour encourager les industriels, deux membres du parlement (le sénateur Anderson et le représentant au Congrès Melvin Price) proposent en accord avec l'AEC que le gouvernement assure une couverture supplémentaire de 500 millions de dollars en cas d'accident de réacteur. En août 1957, le Price Anderson Act est voté. C'est donc l'Etat qui prend en charge la majeure partie de la couverture de l'énergie atomique en cas d'accident catastrophique, les compagnies d'assurance privées n'ayant qu'à se charger d'une partie limitée du risque.

Malgré les incitations de l'AEC, le développement accéléré de l'énergie atomique aux Etats-Unis ne démarrera qu'au milieu de la décennie 60, avec le lancement en 1963 de contrats pour des réacteurs clés en mains («turnkey») proposés par General Electric. L'offre, en 1963, du premier de ces réacteurs, celui d'Oyster Creek, 515 MWe électriques, à un prix volontairement minoré, ouvrira une phase de ventes de réacteurs mettant aux prises les énormes sociétés que sont General Electric et Westinghouse, dont les commandes atteindront des plafonds au cours des années 1966-1967.

3.2.7. L'Accident Maximum Crédible : la Communication de Clifford Beck à Genève en 1958

Comme indiqué plus haut, la sûreté dans les années 1955-1958 est marquée, principalement aux Etats-Unis et en Grande-Bretagne, par l'évaluation des pires conséquences d'un accident de réacteur. Les interventions des spécialistes lors de la première conférence de Genève en 1955, comme celle de Parker et Healy ou celle des

Britanniques W.J. Marleyet T. Fry, «Radiological Hazards from an Escape of Fission Products and the Implications in Power Reactor Location», ou le rapport WASH 740 de 1957 l'indiquent clairement. Toutes ces communications avaient suscité l'émoi de la communauté nucléaire, voire une certaine réprobation. C'est pourquoi une tentative de limiter ces hypothèses se fait jour à la fin des années cinquante, dont la plus célèbre est le concept de «Maximum Credible Accident».

La notion d'accident maximum crédible est présentée pour la première fois par Clifford Beck de la «Division of Licensing and Regulation» de l'USAEC, assisté de Mann and Morris, tous deux membres de la «Division of Inspection» de l'AEC lors de la seconde conférence des nations unies sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique tenue à Genève en 1958. Leur communication est intitulée «Sûreté des réacteurs, Evaluation des risques et Inspection.» Son introduction montre à nouveau la vision très claire des représentants américains sur la question de la sûreté : l'essentiel des problèmes qui fondent la sûreté sont posés, que ce soit la nature et la gravité des dangers, les questions qu'il est nécessaire de se poser à la conception mais aussi en exploitation, la nécessité de prendre des marges de sécurité étant donné la faiblesse des connaissances, ou encore la définition des critères d'évaluation et de contrôle :

«Dans la prévention du rejet et de la dispersion des produits de fission radioactifs, les facteurs les plus importants sont la connaissance technique des caractéristiques du réacteur, des mesures de sûreté intrinsèques ou de leur absence dans la conception du réacteur, et la surveillance et le contrôle de l'exploitation du réacteur. En étant conscient des lacunes actuelles dans les connaissances technologiques et du danger potentiel sérieux d'un accident nucléaire, une approche prudente a été développée pour la conception des nouveaux réacteurs, qui contribue aussi à la sûreté en exploitation. Les procédures et critères utilisés par l'AEC américaine dans l'implantation, l'évaluation des dangers et l'inspection des réacteurs ont été adoptés avec ces facteurs à l'esprit.»¹³⁸

Les auteurs exposent que les dangers potentiels sont énormes dans le domaine nucléaire, non par le risque d'explosion d'un réacteur mais par la possibilité de rejet et de dispersion de produits de fissions accumulés au cours de l'exploitation, WASH 740 en donne la mesure. C'est pourquoi la sûreté est l'un des premiers objectifs à la conception : des mesures de sûreté intrinsèques telles que coefficient de température négatif¹³⁹,

¹³⁸ C.K. Beck, M.M. Mann, P.A. Morris, «Reactor Safety, Hazards Evaluation and Inspection», *Proceedings of The Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1958, P/2407, Vol. 11, United Nations, New York (1959), pp. 17-20. Traduit par nos soins. L'original américain est le suivant : «In the prevention of release and dispersal of radioactive fission products, the major factors are technical knowledge of reactor characteristics, inherent safety features or lack thereof in reactor design, and supervision and control of reactor operation. In recognition of the present incomplete state of technological knowledge and of the serious potential hazard from a reactor accident, there has evolved a conservative approach to the design of new reactors that also contributes to safety of operation. The procedures and criteria used by the US Atomic Energy Commission in the location, hazards evaluation and inspection of reactors have been adopted with these factors in mind.»*

¹³⁹ Un réacteur conçu de façon à présenter un coefficient de température négatif a tendance à freiner la réaction en chaîne lorsque la température augmente, ce qui est un facteur physique intrinsèque de sécurité.

stabilité thermique et nucléaire sont incorporées à ce stade. Les auteurs insistent ensuite sur l'attention à porter à l'exploitation : la formation des opérateurs, des procédures soignées, un contrôle effectif par le management, une claire définition des responsabilités, en fonctionnement normal mais aussi pour les situations d'urgence, sont les conditions nécessaires à la sûreté. Mais étant donné les lacunes existant dans les connaissances techniques et le danger potentiel si sérieux d'un accident de réacteur, une approche prudente a été développée, notamment par l'introduction de multiples systèmes de sûreté indépendants tels que les structures de confinement très résistantes. Il est nécessaire d'effectuer des recherches dans un certain nombre de domaines et d'arriver à une meilleure connaissance des phénomènes, notamment pour alléger un certain nombre de ces mesures préventives, qui ont un coût, sans que cela amoindrisse pour autant la sûreté générale de l'installation.

Les auteurs, responsables à la Division de la Réglementation et des autorisations qui est chargée de l'analyse et de l'évaluation des dangers potentiels de l'installation et aussi de l'«adequacy» des mesures de sûreté prévues, livrent leur philosophie de l'évaluation de la sûreté ainsi qu'une définition de l'accident maximum crédible :

«Avant qu'une autorisation d'exploitation soit accordée, la décision fondamentale repose sur le fait qu'on a une assurance raisonnable (reasonable assurance) que l'usine peut être construite et exploitée sur le site proposé sans risque excessif (undue risk) pour la santé et la sûreté du public. Deux critères essentiels sont appliqués pour parvenir à cette décision pour chaque combinaison site-réacteur : (1) En fonctionnement normal, les effluents ne doivent pas engendrer des niveaux de radioactivité à la limite du site supérieurs aux niveaux maxima autorisés pour des expositions continues; (2) En cas d'accident, la radioactivité qui pourrait être rejetée, même dans le cas du pire accident dont la probabilité est considérée comme croyable, et dans les conditions de dispersion les plus pessimistes, ne doit pas engendrer des doses à l'extérieur du site qui soit supérieures aux doses critiques autorisées (une fois au cours de l'existence).»¹⁴⁰

Une originalité est que le réacteur et le site sont évalués ensemble, il s'ensuit que certaines déficiences ou inadéquations soit du réacteur soit du site peuvent être compensées par les caractéristiques de l'autre. En fonctionnement, c'est-à-dire hors accident, le critère est simple : il faut respecter des normes de rejet. En cas d'accident, la conception de l'installation doit être telle que la dose à la limite du site ne dépasse pas une valeur fixée. Le travail de vérification par l'autorité consiste alors à contrôler que les conséquences d'un accident particulier, le plus grave dont la probabilité est jugée croyable, ne dépassent pas cette norme. En d'autres termes, si les concepteurs peuvent prouver qu'en cas d'accident leur installation n'émet pas de rejets dépassant cette norme

¹⁴⁰ «Before a license for operation can be given, the basic decision is that there is reasonable assurance that the facility can be constructed and operated at the proposed location without undue risk to the health and safety of the public. Two essential criteria that are applied to any proposed site-reactor combination in arriving at this decision are : (1) In normal effluents of plant operation, the radioactivity released must not result in levels beyond the site boundary in excess of the maximum permissible levels for continuous exposures; and (2) from possible accidents, the radioactivity that might be released, even from the worst accident whose occurrence is considered credible, and under the most pessimistic dispersion conditions, must not result in doses beyond the site boundary in excess of permissible (once in a lifetime) emergency doses.» *Ibid.*, p. 18.

à la limite du site, l'autorisation peut être accordée. Mais tous les accidents imaginables ne sont pas pris en compte. Les accidents jugés trop improbables - car faisant intervenir des scénarios trop inimaginables, ou résultant d'un trop grand nombre de défaillances par ailleurs très peu probables... - sont exclus (sont pris en compte pour être rejetés). Dans une première phase donc, les analystes doivent être exhaustifs dans le recensement des scénarios possibles d'accident, imaginer tous les scénarios possibles, même les pires, indépendamment de leur réalité physique ou de leur probabilité. Dans un deuxième temps, on en évalue la crédibilité pour rejeter ceux qui ne sont pas considérés comme plausibles. L'idée de probabilité est sous-jacente, mais le jugement reste déterministe. La probabilité (occurrence) du pire accident auquel l'installation doit pouvoir faire face sans conséquences allant au-delà de normes fixées est évaluée suivant certaines règles considérées comme des certitudes : par exemple, on estime que dans telle et telle condition de température et de pression, une cuve de tel diamètre d'un acier de telle nuance ne peut pas exploser. Comme par ailleurs on s'est assuré que le système ne peut pas se retrouver dans des conditions allant au-delà de ces conditions, le risque de rupture de la cuve est exclu.

L'analyse et l'évaluation technique s'appuient sur le «Hazards Summary Report», le rapport sommaire de risque. Ce rapport se divise en un rapport préliminaire (Preliminary Hazards Report) puis un rapport final (Final Hazards Report). Ces rapports comportent la description des données du site, la description du réacteur, des systèmes auxiliaires, un résumé de l'administration et de l'organisation, les plans d'exploitation, les procédures, l'analyse de l'étendue des risques et de l'adéquation des protections. Il ne s'agit donc pas d'une simple copie des plans de la centrale établis par les bureaux d'étude, mais d'un document où le concepteur doit justifier l'ensemble des mesures qu'il a prises, au regard de la sûreté, afin de convaincre les membres des comités d'expert. La rédaction de ce rapport présente l'avantage d'obliger le concepteur à réfléchir à ces arguments, voire à modifier son projet si ses choix risquent de ne pas être satisfaisants, sachant qu'il aura à les défendre.

C'est à partir des informations fournies dans ces documents qu'un jugement doit être porté par les membres de la Commission quant à la validité des mesures de sûreté adoptées par les concepteurs pour la protection du public. La commission contrôle mais ne s'immisce pas dans le projet : son rôle se cantonne à vérifier que les données présentées par le requérant permettent d'aboutir à l'objectif fixé. D'ailleurs, Beck et ses collègues ajoutent que la question de la réglementation et la fixation des normes est prématurée. C'est à nouveau l'idée que l'organisme réglementaire ne doit pas entraver les progrès d'une technologie en développement par des règles figées. Mais la remarque porte de façon plus profonde sur la nature de toute réglementation : une réglementation est liée à un objet, à la connaissance que l'on peut en avoir, elle ne peut venir qu'a posteriori, comme jurisprudence. Or le développement de l'énergie atomique est encore récent. On ne dispose pas encore des éléments de jugement sur tous les types de réacteurs possibles et on n'est pas non plus capable de dire à l'avance que tel type de pratique est considéré comme acceptable. L'évaluation devra continuer de se faire au cas par cas :

«Ce jugement est un jugement subjectif, auquel on parvient par une évaluation

judicieuse des nombreuses caractéristiques susceptibles d'engendrer les risques, et des compromis de sûreté qui doivent être faits dans de nombreux aspects de la conception et de l'exploitation. On pourrait supposer que des critères et des normes pourraient être inventés auxquels chaque installation pourrait être comparée. A la longue, il se peut qu'émerge un certain niveau de standardisation généralement acceptable pour la conception des réacteurs, au moins pour certains types particuliers de réacteurs, mais cette situation n'est pas encore possible pour l'instant. Tant qu'un trop petit nombre de réacteurs d'un même type sont construits et que l'expérience accumulée est insuffisante pour donner une indication claire de ces caractéristiques qui sont les plus acceptables pour le long terme, l'évaluation de la sûreté doit demeurer un jugement subjectif.»

141

Enfin, parce que la sûreté d'une installation ne dépend pas seulement des mesures de sûreté prises au stade de la conception mais aussi de la façon dont est exploité le réacteur, une tâche d'inspection doit être menée pour vérifier que l'installation construite l'est bien conformément au permis de construction, et déterminer comment le réacteur est effectivement exploité.

Un des points les plus importants de cette communication est la présentation de ce nouveau concept d'accident maximum prévisible ou crédible, qui jettera les bases des premiers critères officiels proposés par l'AEC. Étudiés à partir de 1959, ils seront publiés en avril 1962, au titre 10 du Code de Réglementation Fédérale article 100 (10 CFR Part 100, «Reactor site criteria»).

Comme pour toute activité le risque nucléaire est mesuré par le produit entre d'une part l'étendue des conséquences (l'étendue des dégâts) qu'un accident peut occasionner, et la probabilité d'occurrence de cet événement d'autre part. Pour toute activité nouvelle se pose le problème de la mesure, plus exactement de l'estimation, à la fois des probabilités d'occurrence des accidents étant donné le manque d'expérience d'utilisation de ces installations, et des conséquences, qui sont elles aussi difficiles à mesurer. Aucun accident ne s'étant produit, le fonctionnement des installations n'étant pas conforté par des années de pratique, on ne peut pas à ce stade mesurer mais seulement proposer une estimation. Dans le cas de l'énergie atomique, la difficulté est encore accrue du fait du potentiel catastrophique en termes de conséquences d'un accident, dont tout est fait par ailleurs pour limiter la probabilité d'apparition : en d'autres termes, les hypothèses les plus pessimistes en termes de conséquences aboutissent à des dégâts extrêmement grands pour des accidents dont on ne peut mesurer les probabilités mais dont on sait qu'elles sont très faibles. On est donc confronté à une forme indéterminée classique en mathématique du type $0 \times \text{infini}$.

¹⁴¹ L'original américain est le suivant : «*The judgment is a subjective one, arrived at from a judicious weighing of the many complex features from which hazards might arise and the safety compromises that must be made in many aspects of design and operation. It might be supposed that criteria and standards could be devised against which each proposed facility could be measured. In due course, there may emerge some degree of generally acceptable standardization in reactor design, at least for certain particular types, but that situation is not yet possible. As long as so few reactors of similar design are built, and the cumulative experience is insufficient to give clear indication of those features which are in the long run most acceptable, the evaluative judgment of the adequacy of safety must remain a subjective one.*»

La notion d'accident maximum crédible permet de s'affranchir d'un certain nombre d'accidents, considérés comme non croyables : on se contente d'examiner un certain accident très grave qui surviendrait suite à la défaillance d'un certain nombre de systèmes sans que toutes les causes possibles agissent simultanément. Pour une installation correctement conçue, construite et exploitée sa probabilité doit être très faible ; ses conséquences correspondent par contre à une contamination importante à l'échelon régional. Parmi la communauté nucléaire, tout le monde reconnaît que les conséquences d'un accident peuvent être terribles, mais que ces événements sont tellement improbables qu'il ne sert à rien d'aller au-delà d'une certaine probabilité considérée comme «crédible» : on s'abstient donc de faire un bilan exhaustif des risques, les plus improbables ayant des conséquences catastrophiques sont éliminés de l'analyse. Ce qui sous-tend qu'on fixe de manière plus ou moins arbitraire (mais elle semble pourtant très rationnelle) une limite aux analyses d'accident.

Deux éminents spécialistes de la sûreté des réacteurs au Massachusetts Institute of Technology soulignent également que le MCA est un accident imaginaire et qu'il est fort possible qu'il ne représente pas le pire accident concevable.¹⁴² Il constitue simplement un cadre à l'intérieur duquel est étudiée la réponse de la machine à des conditions accidentelles. Ils expliquent que fréquemment, pour mener l'analyse plus loin, on postule une discontinuité dans les conditions accidentelles. On suppose, sans tenir compte de comment un accident pourrait survenir, que des quantités données des produits de fission accumulés dans le cœur sont relâchées à l'intérieur de l'enceinte. On examine ensuite les fuites des produits de fission à travers le confinement en supposant un taux de fuite maximum. Dans cette procédure on suppose que l'accident ne brise pas l'enceinte, en arguant de l'importance accordée à la robustesse du confinement. C'est donc une méthode pratique pour tenter d'appréhender, d'évaluer, de façon raisonnable les conséquences d'un accident grave, en s'affranchissant de l'étude de tous les scénarios possibles (et de leur probabilité) ayant pu conduire à un rejet donné dans l'enceinte. Toute une classe d'accident peut conduire à un rejet x. Ce rejet postulé raisonnablement sert alors de base de départ à l'évaluation des conséquences à l'extérieur de l'enceinte, en envisageant là aussi des possibilités de défaillance croyables, des fuites.

Dans les faits, les critères de sélection des sites associés aux centrales nucléaires s'appuyant sur le MCA toléreront un rejet d'environ 1000 Curie d'iode 131 et des produits de fission associés.¹⁴³

Clifford Beck, lors d'un congrès à Rome en juin 1959, réitère l'explication du dilemme dans lequel se trouvent les régulateurs. Le concept de MCA va leur permettre de se sortir d'embarras : «Si l'on considère les pires accidents concevables, aucun site, si ce n'est un site éloigné de zones peuplées par des centaines de miles, n'offrirait une protection suffisante. D'un autre côté, si l'on inclut dans la conception de la centrale des systèmes de protection contre tous les accidents possibles ayant des conséquences inacceptables,

¹⁴² Thompson, T. J., Beckerly, J. G., *The Technology of Nuclear Reactor Safety*, vol 1., MIT Press, 1964, p. 2.

¹⁴³ En Grande-Bretagne les critères d'évaluation des accidents, même s'ils ne se réfèrent pas explicitement à un rejet donné mais à des mesures d'urgence, sont également centrés sur ce rejet de 1000 Ci d'iode 131, jusqu'en 1965.

alors on pourrait argumenter que n'importe quel site, quelle que soit sa densité de population pourrait être satisfaisant... en supposant bien sûr que les systèmes de protection ne seraient pas mis en défaut et qu'aucun des accidents potentiellement dangereux n'ait été oublié. En pratique, une position intermédiaire entre ces deux extrêmes est retenue.»¹⁴⁴

C'est pour sortir de ce dilemme d'arbitrage entre éloignement et efficacité des systèmes de protection lors de l'évaluation des pires accidents qu'est né le concept d'accident maximum prévisible. Au-delà d'une certaine improbabilité, les accidents aux conséquences catastrophiques ne sont pas pris en compte. Les dispositifs de sécurité contribuent à cette improbabilité. En attendant de disposer d'une plus grande expérience de fonctionnement sur des réacteurs standardisés, et étant donné l'ampleur des conséquences d'un rejet de produits de fission, les régulateurs font porter un accent particulier sur l'efficacité des mesures de sûreté : «le degré de confiance dans les sécurités doit et de loin dépasser celui exigé dans tout autre processus industriel ordinaire.»¹⁴⁵

3.2.8. L'accident maximum plausible comme outil pour le dialogue, ou comment parler des accidents graves

Le concept de «Maximum Credible Accident» est en fait un outil pour dialoguer entre concepteurs, constructeurs et organismes réglementaires qui accordent les autorisations. C'est une première tentative de définir des critères objectifs autour desquels s'entendre pour discuter des risques d'accident dans les réacteurs. Pour les experts de sûreté de tous les pays, cette question de la communication avec les autorités et les exploitants est réellement cruciale, et nous verrons comment elle a été résolue en France. De nombreux témoignages abondent dans ce sens au cours des années soixante où chaque corps national d'experts propose une solution particulière à cette difficulté.

Dans un article rétrospectif, le Britannique Farmer, spécialiste internationalement reconnu de la sûreté, explique que jusqu'en 1967, date où il a abouti à une nouvelle méthode révolutionnaire d'analyse de la sûreté, il avait essayé différentes approches pour prendre des décisions en la matière : «J'avais tenté différentes solutions telles que la sûreté intrinsèque, les doubles défaillances, la sûreté par le confinement, par l'éloignement, et différentes sortes de MCA.»¹⁴⁶ Mais aucune d'entre elles ne s'avérait satisfaisante dans la mesure où elle n'apportait pas de solution à la question de savoir comment dialoguer sur l'acceptabilité des accidents à prendre en compte dans les analyses de sûreté. «J'estimais nécessaire, poursuit Farmer, d'avoir une base commune

¹⁴⁴ Cité par David Okrent, op. cit., p. 32. La citation originale est la suivante : « [...]If the worst conceivable accidents are considered, no site except one removed from populated areas by hundreds of miles would offer sufficient protection. On the other hand, if safeguards are included in the facility design against all possible accidents having unacceptable consequences, then it could be argued that any site, however crowded, could be satisfactory... assuming of course that the safeguards would not fail and some dangerous potential accidents had no been overlooked. In practice a compromise position between these two extremes is taken.»

¹⁴⁵ Ibid. «The degree of confidence in the safeguards must far exceed that required in ordinary industrial process»

pour les décisions de sûreté entre concepteurs, exploitants et experts de sûreté.»¹⁴⁷ Il exprime cette même idée en 1967 lors d'une discussion au congrès de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs: «Les experts de sûreté, concepteurs et exploitants doivent être capables de communiquer les uns avec les autres et nous devons trouver un moyen qui permette cette communication.»¹⁴⁸ Au moment où il présente sa nouvelle méthode basée sur l'estimation à la fois des conséquences et des probabilités, l'un des mérites principaux que Farmer met en avant est cette aptitude à établir une base de dialogue.

Un autre spécialiste du Royaume-Uni exprime la nécessité d'une base de dialogue, d'un langage commun entre les différents acteurs de la scène nucléaire : «A propos de l'utilisation du concept de l'accident maximal prévisible, je voudrais faire quelques commentaires du point de vue de celui qui fait le projet. A tout moment du développement d'un système donné de réacteur, quand une commande est sur le point d'être passée, il faut que le constructeur, l'acheteur et l'autorité qui donne les autorisations soient d'accord sur la nature des risques contre lesquels le constructeur doit fournir une protection et sur l'efficacité de cette protection. Si ceci n'est pas réalisé, il est impossible de faire les plans détaillés de façon raisonnable. En ce qui concerne les approvisionnements et les plans, il faut donc avoir une définition claire de l'accident maximal à envisager dans les conceptions; ce concept est évidemment lié à celui de l'accident maximal prévisible et c'est ce qui explique sans doute pourquoi ce dernier concept a été si largement utilisé.»

149

A partir du début des années soixante, le monde nucléaire est divisé en plusieurs branches, dont les intérêts ne sont pas forcément tous identiques. Même si tous les protagonistes du secteur nucléaire sont évidemment favorables à cette nouvelle forme d'énergie, des sensibilités différentes s'expriment, des intérêts s'opposent entre industriels, experts de sûreté ou autorités administratives.

L'accident maximum crédible est ainsi la première formule trouvée, aux Etats-Unis à la fin des années cinquante, pour établir ce dialogue et mettre sur pied des critères pour traiter la question des accidents graves. En effet, le MCA est un concept utile dans les négociations, car le jeu nucléaire américain est complexe. Clifford Beck, l'inventeur du MCA le confirme : «Aux Etats-Unis nous avons élaboré des guides très utiles, basés sur l'accident maximal prévisible. Des directives logiques et uniformes ont été données aux

¹⁴⁶ F.R. Farmer, «A Review of the Development of Safety Philosophies», *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 6, 1979, pp. 261-264. L'original anglais est : «I had attempted solutions as through inherent safety : any two coincident faults, safety by containment, by siting, and variations of the MCA. I found it necessary to have a common basis for safety decisions between designers, operators and safety staff.»

¹⁴⁷ Ibid., p. 263.

¹⁴⁸ Farmer F.R., «Siting Criteria - A New Approach», Colloque AIEA sur le choix des sites des centrales nucléaires et leur confinement, Vienne, 3-7 avril 1967, p. 327. L'original est le suivant : «Safety experts, designers and operators must be able to communicate with each other and we have to find some way of achieving this communication.»

¹⁴⁹ L. Cave, «Discussion générale de la session 3.6», Troisième Conférence Internationale des Nations Unies, Genève, 1964, p. 479. (Nous soulignons).

centaines d'organisations différentes qui s'intéressent aux réacteurs nucléaires...»¹⁵⁰ Le contexte du nucléaire aux Etats-Unis est bien différent de celui que l'on rencontrera en France ou en Grande-Bretagne : on compte de nombreuses compagnies productrices d'électricité, plusieurs constructeurs de réacteurs, des dizaines de modèles différents, des centaines de fournisseurs d'équipements.¹⁵¹ Dès le début de la course à la production d'énergie d'origine atomique, la compétition s'engage entre deux mastodontes industriels, General Electric et Westinghouse, et quelques autres concurrents de moindre importance - à l'échelle des Etats-Unis - comme Babcock and Wilcox, General Atomic, ou encore Combustion Engineering. Outre le nombre d'organismes, l'agressivité commerciale des entreprises américaines nécessitera l'établissement de règles pour dialoguer. Car elles ne discutent pas, elles imposent. Un exemple de cette attitude caractéristique est donné par Okrent d'après les minutes d'une rencontre ACRS-AEC-Industry sur les recherches de sûreté pour les réacteurs à eau légère en février 1968 : «Les représentants des concepteurs de réacteur demandèrent ce que l'AEC voulait en matière de marge de sûreté. Ils exprimèrent leur opinion selon laquelle ils disposaient d'une information suffisante pour les projets actuels et qu'ils n'envisageaient aucun changement majeur dans un futur immédiat. Ils exprimèrent l'opinion que leurs projets actuels étaient suffisamment sûrs sans effort supplémentaire de recherche et développement. Ils dirent que si l'AEC n'était pas d'accord, alors elle devait fournir l'information expliquant ce qu'elle considérait comme une sûreté convenable.»¹⁵²

Ce n'est donc pas un véritable débat, l'attitude des industriels revient à dire : «si vous n'êtes pas d'accord avec nous, fermons la discussion et imposez vos règles !» Les industriels réclament des normes, alors que les experts estiment encore en 1958 que c'est prématuré. Les premiers critères seront publiés en 1962, une quantité innombrable de codes, de normes, de guides suivra.

3.2.9. Les études de sûreté

Aux Etats-Unis les problèmes de sûreté se formalisent donc dans les années 1955-59. L'avance est considérable, et l'exemple des études et recherches en matière de sûreté est éloquent à cet égard : le rapport annuel de 1956 de l'AEC éprouve le besoin de consacrer un supplément exceptionnel, qui occupe toute une seconde partie du rapport, pour faire le point sur ces questions. Les budgets, le nombre de laboratoires intéressés aux questions de sûreté sont à la hauteur des préoccupations en la matière et de leur évolution

¹⁵⁰ Troisième Conférence Internationale de Genève, 1964, Discussion générale de la session 3.6, p.476.

¹⁵¹ Pour les 104 centrales exploitées en 1999 aux Etats-Unis, on compte quatre vendeurs différents, 45 exploitants, 80 designs, et 65 sites.

¹⁵² David Okrent, op. cit., p. 310. L'original américain est le suivant : «The representatives of the reactor designers asked what the AEC wanted in the way of safety margin. They expressed their opinion that they have sufficient information for current designs and plan no major changes in the immediate future. They expressed their opinions that their design are adequately safe without further major R&D. They said that if the AEC did not agree, then the AEC should provide information as to what it considered to be adequate safety.»

croissante.

Au paragraphe «Reactor Safety Research» le rapport expose les raisons du développement des études de sûreté, témoignant sans ambiguïté des objectifs de l'AEC comme promoteur principal de l'énergie atomique : «Avec le développement de nouveaux types de réacteurs, leur exploitation à des pressions et températures plus élevées dans le but d'atteindre une plus grande efficacité dans la production d'électricité, le programme de la Commission en matière d'expérimentation et de recherche de sûreté a été largement étendu. Contrastant avec des dépenses dans ce domaine pour l'année fiscale 55 de 336,000 \$, la dotation de la Commission pour ce programme pour l'année 1957 est de 6 millions de \$. Le but de ce programme en développement est de protéger la santé et la sûreté du public, et d'atteindre une sûreté des réacteurs par des moyens moins coûteux afin de se rapprocher du but d'une énergie électrique d'origine nucléaire économique.»¹⁵³ 7 millions de dollars sont prévus pour financer le programme de 1958, qui couvre les trois domaines que sont le contrôle et la cinétique des réacteurs, les réactions chimiques, le confinement. Quelques années plus tard, les Français sont encore impressionnés par «l'importance du programme américain» de recherches de sûreté ainsi que sa progression¹⁵⁴. L'énoncé des dépenses faites parle de soi : 11 millions de dollars en 1961, 16 millions en 1962, et 22 en 1963.

Le programme d'études de sûreté de 1957 doit apporter des réponses à un certain nombre de questions. Il s'agit en premier de savoir sous quelles conditions un type donné de réacteur peut s'auto-endommager, quelles caractéristiques intrinsèques tendent à augmenter les dommages ou au contraire à les limiter. En second lieu, on s'interroge sur les conditions dans lesquelles les éléments combustibles sont amenés à fondre, comment ces éléments fondus réagiraient avec les fluides réfrigérants du réacteur, et quelle quantité de produits de fissions s'échapperait alors des éléments fondus. Deux questions à résoudre comprennent la capacité de la cuve et de l'enceinte à retenir ces poisons. Une question concerne la possibilité de concevoir des fusibles aptes à arrêter le réacteur avant qu'il ne soit endommagé. Enfin, le dernier problème envisagé par l'AEC est de savoir comment toutes les informations tirées de ce programme peuvent être intégrées dans un jeu de critères de conception pour réacteurs sûrs.

Pour répondre à ces questions, des recherches sont entreprises dans une multitude d'organismes. Sur les déformations d'origine chimique tout d'abord : l'ignition des métaux est étudiée au Laboratoire National d'Argonne, les réactions chimiques explosives entre eau et métal sont examinées par la compagnie Aerojet-General, les mélanges hydrogène-oxygène-vapeur des réacteurs sous pression par le Bureau des Mines du Département de l'Intérieur, alors que les mécanismes d'explosion dus à des réactions métal fondu-eau sont étudiés à l'Université Columbia de New-York.

Le deuxième aspect des études concerne le confinement des produits de fission :

¹⁵³ USAEC, Annual Report, «Radiation Safety and Major Activities in the Atomic Energy Programs, July-December 1956», January 1957, p. 143. Traduit par nos soins.

¹⁵⁴ Jean Bourgeois, «Etudes concernant la sûreté des réacteurs», Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques, CEA, N°63, Juillet 1962, p. 5.

tandis que le Laboratoire National d'Oak Ridge (ORNL) étudie parmi ceux-ci lesquels tendent à fuir le plus facilement, la tenue des cuves de réacteurs est examinée par le Naval Ordnance Laboratory en utilisant des explosifs dans des réacteurs modèles réduits. Le Ballistics Research Laboratory s'occupe, lui, de la tenue des enceintes de confinement au moyen là aussi de modèles réduits.

Enfin, tout un travail est lancé en vue du développement de fusibles comme outils supplémentaires pour permettre un contrôle des réacteurs plus efficace et moins coûteux. Une capsule contenant un gaz à base de bore est par exemple développée : placée au cœur du réacteur, elle doit libérer son gaz absorbant de neutrons en cas de dépassement d'un certain flux critique.

A côté de ces études consacrées à des phénomènes particuliers entrant dans le comportement des installations nucléaires, d'autres expériences dites « globales » se donnent pour objectif de simuler le fonctionnement d'ensemble d'un réacteur en cas d'accident, allant même jusqu'à sa destruction.

Dès 1953 en effet, avant le lancement de ce vaste programme d'études de sûreté, les expérimentateurs du laboratoire national d'Argonne avaient volontairement détruit un petit réacteur, Borax-1, pour mieux en connaître les facteurs de sûreté. Ce réacteur avait auparavant été utilisé pour la conduite d'essais sur les transitoires (démarrage, montée en puissance, arrêt...) et lorsqu'il a commencé à donner des signes de fatigue, il a été décidé d'exécuter un essai destructif pour voir ce qui allait se produire. L'un des objectifs était la détermination de la fraction de produits de fission qui serait relâchée dans l'environnement après destruction et vaporisation du combustible. Le réacteur avait été équipé de barres de contrôle conçues pour s'éjecter par explosion et chargé avec un surplus de réactivité. Le réacteur était placé dans un réservoir partiellement immergé dans le sol, aucun bâtiment n'étant présent autour du réacteur. Les films pris pendant l'essai avaient montré que le réservoir à eau sous faible pression dans lequel se tenait l'engin a explosé et la majeure partie de son contenu a été éjectée dans l'atmosphère. Des fragments de combustible avaient été projetés jusqu'à environ 60 mètres mais pratiquement tout le combustible avait pu être repéré à moins de 100 m du réacteur.¹⁵⁵

Le même sort allait être réservé au réacteur SPERT I. L'essentiel des études globales de sûreté est en effet constitué par une série d'expériences de la série SPERT¹⁵⁶ (Special Power Excursion Reactor Test). Il s'agit d'expériences d'excursion de puissance qui ont pour but de simuler le comportement d'un réacteur dont la réaction neutronique ne serait plus contrôlée, provoquant une brusque augmentation de la réactivité. Des réacteurs sont construits spécifiquement pour mener ces expériences. Le premier de la série, SPERT I, est situé dans l'Etat d'Idaho et est exploité par la compagnie Phillips Petroleum. C'est un réacteur hétérogène non pressurisé utilisant l'eau comme modérateur et comme réflecteur. Son exploitation a débuté en juillet 55 et il a été utilisé pour tester des combustibles différemment enrichis. Mais il va surtout servir à une nouvelle expérience

¹⁵⁵ D'après Levenson M., Rahn F., «Estimations réalistes des conséquences des accidents nucléaires», Revue Générale Nucléaire, 1981, N°2, pp. 121-129.

¹⁵⁶ D'après les rapports d'activités de l'USAEC, 1954-1966.

globale, en novembre 1962, où il fait l'objet d'un test destructif. SPERT I subit à son tour une excursion de réactivité importante, dans des conditions météorologiques connues afin de mesurer les relâchements dans l'atmosphère. Installation ouverte à l'atmosphère, SPERT I est recouverte d'une structure légère qu'on ne peut pas considérer comme un confinement. A la suite de cette excursion, 35% environ du cœur en alliage d'aluminium ont fondu avec toutes les plaques de combustibles, la température du combustible a dépassé 1200°C, environ $2,4 \cdot 10^5$ Ci ont été relâchés représentant environ 1% de la quantité des produits de fission du cœur. Un nuage radioactif de 200 à 600 m de largeur a été suivi sur une distance de 24 km avec enregistrement des dépôts.

L'installation SPERT II est, elle, construite pour pratiquer des tests de transitoires. Elle dispose d'une cuve de large diamètre capable de travailler à des pressions et températures moyennes et sous des conditions de flux variables, et permet des combinaisons réglables de réfrigérant-modérateur, à eau légère ou lourde.

La série se poursuit avec SPERT III qui est une pile à haute pression sur laquelle deux principales séries d'expériences d'excursion de puissance sont prévues si la capacité du système à supporter de larges insertions de réactivité est ou non affectée par l'augmentation de la pression et du flux de refroidissement. Enfin, SPERT IV qui entrera en service en 1962 est conçue pour étudier l'instabilité observée sur Spert I.

De son côté, la société Atomics International, division de North American Aviation Inc. construit en Californie un réacteur pour des expériences appelées KEWB (Kinetic Experiment on Water Boilers). Conçu en 1956 pour recueillir le même type d'informations pour les réacteurs homogènes que SPERT pour les réacteurs hétérogènes, il est arrêté en juin 1961 après sept ans de fonctionnement et plus de 1200 excursions de puissance. L'objectif était là aussi de tester la capacité de ce type de réacteur à résister à de très larges sauts de puissances sans dommage pour le personnel et les environs.

En janvier 1956, une expérience a été tentée sur le réacteur expérimental à neutrons rapides EBR 1 (Experimental Breeder Reactor) consistant à retirer volontairement les barres de contrôle et le fluide de refroidissement du réacteur. L'objectif était de se rapprocher des conditions d'une excursion de puissance, mais que l'on stoppe juste avant, afin de tester la résistance de l'enceinte. Une grande partie du cœur a fondu, mais l'enceinte a tenu. Après EBR 1, le Transient Reactor Test (TREAT) est le principal réacteur sur lequel sont conduites les recherches de sûreté sur les réacteurs à neutrons rapides : les études portent sur la fusion de combustible, sur les situations qui pourraient conduire à une seconde criticalité.

Toutes ces expériences sont caractéristiques de cette première phase du questionnement en matière de sûreté où l'accent est mis sur le contrôle de la réaction en chaîne et où l'on tente d'évaluer les pires conséquences d'un accident de réacteur. Ce vaste programme lancé par l'AEC met à contribution un grand nombre d'organismes publics, semi-publics et privés, mobilisant une fraction croissante de l'énorme potentiel scientifique et industriel des Etats-Unis, impulsant des recherches dans des domaines nouveaux comme en matière de neutronique, mais également en posant des questions nouvelles à des branches plus traditionnelles de la physique et de la chimie.

3.3. Naissance de la sûreté en Grande-Bretagne

Après les Etats-Unis, la Grande-Bretagne est le deuxième pays occidental où le développement en matière nucléaire est le plus avancé, et en particulier sur les aspects sécurité. La sensibilité aux problèmes de sécurité va être d'autant plus avivée que c'est dans ce pays que se produit le premier accident grave de l'énergie atomique civile.

3.3.1. Le programme atomique anglais

Les scientifiques britanniques¹⁵⁷ ont participé aux recherches atomiques pendant la guerre et ont ainsi accumulé les connaissances qui permettent à la Grande-Bretagne de redémarrer rapidement les recherches à la fin des hostilités. Dès 1941 des recherches sur les applications civiles avaient commencé comme en témoigne un rapport remis en juin de cette année au cabinet de la guerre et qui contient deux sections intitulées «utilisation de l'uranium pour une bombe» et «utilisation de l'uranium comme source d'énergie». Mais jusqu'en 1954, la priorité assignée aux scientifiques britanniques est la fabrication de la bombe atomique. Un «accord de Québec», signé par Churchill et Roosevelt le 19 août 1943, définit d'ailleurs les conditions d'un programme anglo-américain sur les armes atomiques. Face aux risques incessants de bombardements, les chercheurs atomiques britanniques sont transférés au Canada pour assister le développement du programme atomique de ce pays. Exilé en Angleterre, le collaborateur de Joliot, Hans Halban, est choisi pour diriger le projet anglo-canadien, dont le succès est attesté par la divergence en septembre 1945 du petit réacteur de Chalk River, à 200 kilomètres d'Ottawa. De retour en Grande-Bretagne, les scientifiques ayant participé à ce projet vont ajouter leurs connaissances à celles de leurs collègues ayant assisté au développement de la bombe atomique à Los Alamos. Ils s'attellent alors au développement d'une bombe atomique britannique, grâce à la production de plutonium à partir de réacteurs à uranium naturel.

A cette fin, le Premier ministre britannique Clement Attlee désigne Lord Portal comme Contrôleur de l'Energie Atomique en janvier 1946. Le Professeur Cockcroft est nommé Directeur des Recherches tandis que Christopher Hinton, ancien ingénieur de la société Imperial Chemical Industries Ltd (ICI), est chargé de la production des matériaux fissiles nécessaires au programme. Le Groupe de Cockcroft qui engage les recherches théoriques établit ses quartiers à Harwell, non loin d'Oxford. Le groupe de production de Hinton s'installe à Risley en février 1946. Un troisième homme, William Penney rejoint l'équipe début 1947, il sera plus particulièrement responsable des questions militaires.

Le 15 août 1947, le centre d'Harwell peut annoncer la divergence du premier réacteur britannique, GLEEP, modéré au graphite, suivi un an après par BEPO. Ces deux

¹⁵⁷ Une très solide histoire officielle de l'énergie atomique en Grande-Bretagne a été écrite par Margaret Gowing : Gowing, Margaret, *Britain and Atomic Energy 1939-1945*, Macmillan, London, 1964; Gowing, Margaret, *Independance and Deterrence - Britain and Atomic Energy, 1945-1952, Volume I, Policy Making*, Macmillan, London, 1974; Gowing, Margaret, *Independance and Deterrence - Britain and Atomic Energy, 1945-1952, Volume II, Policy Execution*, Macmillan, London, 1974. Sur l'histoire de l'énergie atomique en Grande-Bretagne, on pourra également consulter l'histoire écrite par un ingénieur britannique : Pocock, R. F., *Nuclear Power : Its Development in the United Kingdom*, Institute of Nuclear Engineers, London, 1977.

réacteurs ayant permis de confirmer les calculs théoriques, la Grande-Bretagne se lance dans la construction de grandes piles productrices de plutonium sur le site de Windscale, dans le comté de Cumberland. Il s'agit de piles à uranium naturel, modérées au graphite et refroidies par l'air. Les deux piles de Windscale divergent respectivement en octobre 1950 et juin 1951.

Purement militaire jusqu'en 1952, le programme atomique britannique s'oriente à partir de là vers un second objectif, la production d'électricité.¹⁵⁸ S'inspirant de l'exemple américain, une autorité de l'énergie atomique indépendante, et non plus le «Ministry of Supply», est chargée du développement de l'énergie atomique. Une loi du 4 juin 1954 instaure ainsi l'Atomic Energy Authority (UKAEA), composée d'un président et de 7 à 10 membres, tous nommés par le Lord President et dont le budget est voté par le Parlement.¹⁵⁹ L'autorité comprend trois groupes principaux : tous les aspects militaires de l'énergie atomique sont sous la responsabilité du Groupe Armes («Weapons Group») de Penney à Aldermaston, un Groupe Recherche («Research Group») dirigé par Cockcroft est essentiellement situé à Harwell, tandis qu'un Groupe Industriel («Industrial Group»), dirigé par Hinton à Risley, regroupe l'usine de fabrication de combustible de Springfields, les piles de production de plutonium et les laboratoires de Windscale, l'usine de séparation isotopique de Capenhurst et l'usine de production d'électricité atomique en construction à Calder Hall. En effet, depuis 1953, le site de Calder Hall, non loin de Windscale, accueille les premiers prototypes de pile d'une puissance de 65 MWe, dont le combustible est de l'uranium naturel, le modérateur du graphite, le refroidissement étant assuré en circuit fermé par gaz sous pression. Quatre réacteurs identiques sont construits à Calder Hall, dont le premier diverge le 22 mai 1956, assurant l'avance britannique dans le domaine des réacteurs de puissance. Un second site, à Chapelcross en Ecosse, accueille quatre réacteurs semblables supplémentaires qui seront connectés au réseau électrique en mai 1959.

3.3.2. Le développement de la sûreté au Royaume-Uni

Il est difficile de mesurer quel était le degré d'avancement des conceptions britanniques en matière de sûreté avant 1954, car comme partout dans le monde, les aspects «sécurité» étaient traités par les développeurs eux-mêmes comme partie intégrante des projets. De plus, jusqu'à cette date, le programme nucléaire était essentiellement militaire, donc secret.

Les précautions prises à l'égard du risque atomique orientent même les projets, comme par exemple le choix du matériau pour les gaines de combustible, mais on découvre au fur et à mesure un certain nombre de problèmes, et notamment grâce à des conseils avisés des scientifiques et ingénieurs américains qui y ont été confrontés

¹⁵⁸ La première bombe atomique britannique explose le 3 octobre 1952. En plus des deux usines de Windscale, débute en 1949 la construction d'une usine de séparation isotopique pour produire de l'uranium enrichi en isotope fissile (U 235) à Capenhurst dans le Cheshire.

¹⁵⁹ Les premiers membres permanents de l'Autorité sont Sirs Edwin Plwoden, John Cockcroft, Christopher Hinton, William Penney, Donald Perrott. M. Peirson assure le secrétariat.

quelques années auparavant.

Les questions de sûreté sont cependant mentionnées dès le premier rapport de l'Autorité de l'Energie Atomique (UKAEA) britannique. Dans son paragraphe 143 intitulé «Safety», le rapport reprend deux articles - qui se veulent rassurants - de la loi de 1954 lançant le programme atomique civil, insistant comme aux Etats-Unis sur le fait que les réacteurs ne peuvent pas se transformer en bombes atomiques :

«...La première chose importante à reconnaître est le fait qu'une «explosion atomique» ne peut pas se produire dans un réacteur de puissance. Si les installations nucléaires sont correctement conçues, les accidents qui pourraient s'y produire ne seront pas plus dangereux que ceux dans d'autres industries. «...Les réacteurs qui seront construits pour la production commerciale d'électricité ne présenteront pas plus de danger pour la population vivant aux alentours que de nombreuses industries situées dans des zones urbanisées. Néanmoins, les premières centrales, même conçues de façon à être intrinsèquement sûres, ne seront pas construites dans des zones de forte population.»¹⁶⁰

Malgré ces propos rassurants sur la comparaison des risques des centrales atomiques et de ceux des autres industries, les spécialistes sont conscients des dangers de cette nouvelle forme d'énergie, et ils essaient d'évaluer les pires conséquences possibles d'accidents de réacteurs.

3.3.3. Les communications britanniques à Genève en 1955

Lors de la première conférence des Nations Unies de Genève en 1955, W. G. Marley et T. M. Fry du centre de recherche atomique d'Harwell présentent une communication sur les risques radiologiques qui seraient provoqués par une fuite de produits de fission et sur l'incidence de ces risques sur l'emplacement d'une génératrice nucléaire. Il s'agit pour eux de trouver une méthode d'évaluation de ce risque qui ne se base pas sur l'expérience mais sur des estimations.

«On admet depuis longtemps que les conséquences possibles d'une fuite massive de produits radioactifs provenant d'une pile atomique, en cas d'accident, doivent être prises sérieusement en considération dans tous les plans relatifs au développement de l'énergie électronucléaire. Ce problème est devenu encore plus grave depuis que certains projets envisagent d'augmenter la puissance totale et de produire des températures très élevées. Le choix d'emplacements convenables pour les génératrices nucléaires nécessite donc une étude attentive des risques radiologiques inhérents à une fuite de radioactivité, afin de limiter de manière satisfaisante les quantités de radioactivité qui pourraient être libérées en

¹⁶⁰ Cmd 9389, paras. 36 and 37, p. 26. Repris dans : UKAEA, *First Annual Report, 1954-55*, London, Her Majesty's Stationary Office, &143, p. 26. Le texte original est : «... The first important thing to recognise is that it is impossible for an 'atomic explosion' to take place in a power reactor. If nuclear power facilities are properly designed any accidents that may occur will be no more dangerous than accidents in other industries. «...The reactors that will be built for the commercial production of electricity will present no more danger to people living nearby than many existing industrial works that are sited within built-up areas. Nevertheless the first stations, even though they will be of inherently safe design, will not be built in heavily built-up areas.»

cas d'accident. L'expérience directe n'a heureusement pas montré jusqu'à ce jour l'étendue des effets radiobiologiques que pouvait entraîner l'émission massive de produits radioactifs échappés d'une pile atomique. Dans les incidents rapportés jusqu'à présent, les fuites dans l'atmosphère et les effets radiologiques subséquents ont été négligeables. On doit donc se reposer sur des estimations théoriques, bien qu'un calcul exact soit difficile en raison du grand nombre d'impondérables; mais on peut juger de la validité des résultats en appliquant par similitude ce raisonnement à d'autres substances dangereuses pour lesquelles existe une expérience valable. Nous avons donc fait une tentative d'évaluation de la distance sur laquelle s'étendent les dangers afférents à une émission radioactive et nous les avons comparés avec ceux qu'a enregistrés l'expérience industrielle dans la manutention à grande échelle de gaz toxiques, chlore et phosgène (COCl₂).»¹⁶¹

L'esprit est le même que l'étude américaine de Brookhaven (WASH 740) qui sera publiée en 1957 : on essaie d'envisager les conséquences potentielles d'un accident majeur de réacteur. Les auteurs se placent en aval de l'accident, ils ne discutent pas comment, par quelle suite d'événements un tel accident pourrait se produire, ni quelle en est la probabilité. Ils supposent que l'accident est survenu et qu'une quantité de radioactivité est rejetée. Ils étudient alors, en fonction des connaissances sur les effets biologiques des différents niveaux de rayonnement du nuage, les conséquences de telles fuites. Ils envisagent le cas où le nuage affecte directement la population située au-dessous, mais aussi les effets indirects par les dépôts au sol, d'après les niveaux de radiation considérés comme admissibles. Leur but est de suggérer des critères «pour savoir si l'on doit maintenir les habitants sur place ou envisager l'évacuation de l'ensemble de la population dans le cas d'un accident survenu à une pile atomique.» Pour cela, ils proposent une estimation des distances dangereuses maxima en cas de fuite des produits de fission dans des conditions de turbulence déterminées selon une formule proche de celle utilisée aux Etats-Unis depuis 1950. Cette formule donne la distance sous le vent, R, à laquelle on prévoit que les différents niveaux de contamination du sol se propageront : celle-ci est proportionnelle à la racine carrée de la quantité d'activité rejetée M (exprimée en MW) :

$$R = B M^{1/2}$$

B est une constante dont les valeurs sont données pour les différents niveaux de contamination, variant de 0,2 à 1,7 pour les effets directs, de 1 à 60 pour les effets indirects.

Des valeurs de cette constante et de l'application de la formule précédente, les auteurs concluent qu'il ne faut pas que la fuite d'une fraction importante des produits de fission accumulés dans une pile de grande puissance puisse survenir à moins de plusieurs kilomètres d'une surface normalement habitée. Pour une fuite de produits de fission dont la puissance serait de 0,1 mégawatt, ils estiment qu'aucune évacuation durable de la population ne serait nécessaire en dehors d'un secteur de 1,7 km sous le vent. Une évacuation temporaire ou certaines réglementations des habitudes de vie

¹⁶¹ Marley, W. G., Fry, T. M., «Risques radiologiques causés par une fuite de produits de fission et incidence de ces risques sur le choix de l'emplacement d'une génératrice nucléaire», Communication P/394 à la première conférence des Nations Unies sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique, Genève, 1955, pp. 119-123.

pourraient être nécessaires jusqu'à 5,7 km, et le lait pourrait être temporairement contaminé de façon sérieuse pour des pâturages situés jusqu'à 20 km du lieu de l'accident. Dans le cas où 100 mégawatts de produits de fission s'échapperaient, ils avancent que l'inhalation du nuage serait probablement mortelle à 2 km et sans danger à 17 km. Pour comparaison, les auteurs évoquent la similitude entre les effets de l'inhalation d'un nuage provoqué par l'émission des produits de fission avec ceux d'une fuite de gaz toxiques tels que le chlore ou le phosgène, et en particulier l'accident de Hambourg en 1928 où 8 tonnes de phosgène s'étaient échappés d'un réservoir de stockage, et où cinq personnes avaient trouvé la mort. Par chance, le nuage avait épargné la ville et s'était dirigé vers la campagne. Les auteurs rappellent qu'en 1955 on ne considère plus ces produits comme tellement dangereux qu'il faille les laisser à l'écart des villes. Mais à leurs yeux, ce n'est pas le cas pour les piles atomiques dont les problèmes de construction sont plus complexes que ceux du stockage de gaz liquide. Mais le parallèle avec les accidents chimiques cesse si l'on considère la persistance des effets : «la plupart des poisons chimiques peuvent être neutralisés et disparaître rapidement, même si on ne prend pas de mesures de sécurité, mais la radioactivité ne peut pas être neutralisée et on ne sait pas très bien ce qu'on peut faire pour décontaminer les régions où elle se répand. Une catastrophe due à une pile, quoique ne causant pas plus de victimes [casualties] qu'un accident survenu dans une usine de produits chimiques, pourrait, pendant beaucoup plus longtemps, créer de graves inconvénients pour ceux qui habitent le voisinage.» Mais ce n'est pas la seule raison qui justifie aux yeux de ces développeurs de l'énergie atomique qu'une plus grande marge de sécurité est nécessaire pour les piles atomiques que pour les usines chimiques : «il est tout particulièrement important d'éviter la régression qu'un grand désastre ferait subir fatalement à l'industrie de l'énergie atomique à ses débuts .»

En conclusion de leur article, Marley et Fry reviennent sur ce qui fera longtemps discuter les Britanniques à partir de cette date, à savoir les critères de sélection des sites et les critères d'éloignement. Il faut en effet noter que la Grande-Bretagne a une densité de population nettement plus élevée qu'aux Etats-Unis c'est pourquoi le développement de l'énergie atomique se heurte inmanquablement à cette question des distances vis-à-vis des centres urbains. L'article conclue sur une note optimiste et enthousiaste, malgré quelques conditions que le progrès technique se chargera de lever : «Il est évident que les accidents seront peu fréquents, et tant qu'ils ne pourront pas entraîner une émission de produits de fission équivalents à plus de quelques dizaines de mégawatts, il n'est pas nécessaire d'envisager pour les piles atomiques des emplacements éloignés de toute agglomération. On peut considérer cette limite comme suffisante si on s'attache à des principes stricts dans l'étude, la construction et le fonctionnement d'une usine atomique. On doit donc conclure qu'il est possible de construire une pile à grande puissance dans un site satisfaisant, sans que cela pose (si les dispositifs sont adéquats) de problème insurmontable en ce qui concerne le développement de l'énergie électronucléaire.»¹⁶²

Deux ans après ces estimations théoriques des conséquences possibles d'une fuite de produits de fission, l'accident de Windscale allait fournir la première expérience en grandeur nature du passage d'un nuage radioactif échappé d'une pile atomique.

¹⁶² Ibid. p. 123.

3.3.4. L'accident de Windscale

L'accident qui se produit à Windscale en octobre 1957 va avoir de profondes répercussions sur la prise en compte du risque nucléaire et va se traduire en particulier par la mise en place d'organisations spécifiquement chargées des problèmes de sécurité nucléaire. La cause de l'accident est un relâchement d'énergie Wigner mal contrôlé.

C'est en septembre 1952, à la suite d'un incident qui vit un relâchement spontané d'énergie Wigner à Windscale que fut instituée la procédure dite des «recuits Wigner» pour les réacteurs. Cet incident s'était produit à l'arrêt et avait été sans conséquence du point de vue sanitaire : on avait constaté une simple augmentation de la température du graphite à des niveaux non dangereux. La procédure des recuits Wigner consiste à libérer l'énergie emmagasinée en augmentant la température du graphite au dessus de la normale en faisant fonctionner le réacteur sans flux d'air de refroidissement. Une fois la libération d'énergie débutée, la réaction est auto-entretenu et on arrête le réacteur. La procédure demande à être délicatement équilibrée à cause du temps de réponse de la température du graphite : si le réacteur est arrêté trop tôt, la température du graphite ne monte pas suffisamment, mais si le chauffage nucléaire est trop fort, des éléments combustibles peuvent surchauffer et provoquer des ruptures des gaines de combustible. En 1957, la procédure avait été effectuée plus d'une douzaine de fois et était perçue comme assez routinière et les précautions sans doute relâchées.¹⁶³

Le 7 octobre 1957, un recuit Wigner est engagé sur la pile 1 de Windscale. L'ingénieur en charge de l'opération pense que le recuit s'éteint trop vite mais il ne sait pas que les thermocouples utilisés pour mesurer la chaleur n'ont pas été installés dans la partie la plus chaude du cœur. Un deuxième recuit est alors appliqué mais à une vitesse trop rapide et cause probablement la rupture d'une ou plusieurs gaines dont le contenu s'oxyde. Les instruments n'indiquent rien d'anormal jusqu'à l'après-midi du 10 octobre, quand une alarme de radioactivité se déclenche suite à la remise en route de la ventilation pour essayer de refroidir la pile : on détecte en divers lieux, notamment au sommet de la cheminée, d'assez fortes activités, qui sur le moment ne sont pas jugées alarmantes. Mais quelques heures après, on pense qu'il s'agit d'une rupture de gaine. On décide de décharger le canal avarié, manœuvre courante sur ce type de pile après une rupture de gaine; seulement, pour identifier le canal, il faut mettre en route la ventilation de façon à alimenter la détection de rupture de gaine. Il en résulte une accélération du feu par apport d'air frais. D'autre part, le mécanisme de commutation des canaux du système de Détection de Rupture de Gaines se révèle bloqué, sans doute par suite de l'échauffement excessif. Une équipe d'intervention est alors chargée de retirer le bouchon de chargement du canal dont la température est la plus élevée et c'est alors qu'on constate avec stupeur que des éléments de combustible sont incandescents et qu'à travers un autre canal des flammes sortent de la face de déchargement du réacteur : on se rend alors compte que quelque 150 canaux sont en feu.

Après avoir essayé d'éteindre l'incendie avec du CO₂ emprunté à la centrale voisine

¹⁶³ D'après Nancy G. Leveson, *Safeware : System Safety and Computers, A Guide to preventing Accidents and Losses caused by Technology*, Addison-Wesley Publishing Company, Reading, Massachusetts, 1995.

de Calder Hall, sans succès, les techniciens décident, comme ultime recours, de noyer le réacteur avec de l'eau au moyen de pompes à incendie, bravant le risque d'une explosion de vapeur. L'eau est envoyée à 8h55 du matin le vendredi 11 octobre, et arrêtée le 12 à 15 heures. A ce moment la pile est froide, mais différents types d'éléments radioactifs ont été rejetés dans l'atmosphère et ont été transportés par le vent puis déposés au sol. Des produits radioactifs sont même détectés jusqu'en Belgique (mais là en petite quantité) le 11. Le 12, ils atteignent Francfort, et même la Norvège.

Il faut noter que la conception initiale du réacteur ne prévoyait pas de filtres sur les cheminées d'évacuation des gaz qui devaient être rejetés directement dans l'atmosphère. Ces filtres feront l'objet d'une polémique quant à l'efficacité dont ils auraient ou non fait preuve lors de l'accident. Megaw ¹⁶⁴ relate avec humour que John Cockcroft, directeur de l'Etablissement d'Harwell, en visite à Hanford aux Etats-Unis, vit un gros trou en train d'être creusé à côté du site de construction d'un réacteur similaire. Quand il demanda à quoi il servait, on lui dit que c'était pour les filtres d'échappement. Il aurait alors fait une visite furtive à la poste pendant la pause déjeuner, au cours de laquelle il aurait envoyé un câble à l'homme responsable de la construction du réacteur de Windscale, Christopher Hinton, disant : «mettez des filtres d'échappement sur les réacteurs de Windscale». A cette époque, la seule façon de rajouter ces filtres était de les mettre en haut des piles (400 pieds au-dessus du niveau du sol) et d'ajouter un ascenseur afin que les filtres puissent être révisés. L'histoire pourrait bien être vraie, d'après Megaw, puisqu'il y avait peu de raison d'aller implanter les filtres dans un endroit si peu pratique si ce n'est parce qu'ils ont été ajoutés au dernier moment. Les filtres devinrent célèbres sous le nom de «Cockroft's Folly» parce que Christopher Hinton et Henry Davey, directeur général des travaux de Windscale, pensaient qu'ils étaient superflus et avaient plusieurs fois demandé leur retrait entre 1954 et 1956.

Le quatrième rapport annuel de l'UKAEA ¹⁶⁵ dresse un bilan de l'accident. Dans les treize semaines qui ont suivi l'accident, les enregistrements des films dosimétriques portés par les travailleurs ont montré que dans 14 cas «only», la dose de 3 rads a été dépassée, la dose maximum enregistrée étant de 4.66 rad. Durant l'accident même, 2 travailleurs ont reçu des doses au poignet (wrist doses) de 4.5 rads, un travailleur plus de 3.3 et quatre autres plus de 2 rads. Si pour les autorités les mesures de radioactivité dans l'environnement ont démontré l'absence de risque sanitaire vis-à-vis de la respiration de l'air ou de la consommation des produits agricoles poussant dans la zone affectée, elles ont néanmoins témoigné d'un danger possible pour les enfants en ce qui concerne la consommation de lait contaminé à l'iode radioactive, c'est pourquoi toute vente de lait sur une zone de 500 miles carrés a été interdite. Cette interdiction a été levée le 23 novembre étant donné la décroissance radioactive de l'iode. ¹⁶⁶

Dans son rapport, l'agence atomique britannique tente de minimiser les effets de cet accident, en s'appuyant sur l'organisme gouvernemental chargé de la recherche médicale

¹⁶⁴ James Megaw, *How Safe ? : Three Mile Island, Chernobyl, and Beyond*, Stoddard Publishing Company, Toronto, 1987. Cité par Nancy Leveson, op. cit., p. 618.

¹⁶⁵ UKAEA, *Fourth Annual Report 1957-58*, Her Majesty's Stationary Office, London, p. 41.

(The Medical Research Council). Après examen des différentes possibilités, ce conseil a annoncé qu'il «était au plus haut point improbable qu'un quelconque dommage ait été causé à la santé de qui que ce soit, travailleur de l'usine de Windscale ou membre du public, comme conséquence de l'accident.»¹⁶⁷ Pourtant, l'avertissement a été sévère : un comité est mis sur pied par le Premier Ministre, à la demande de l'AEA, sous la présidence de Sir Alexander Fleck, afin d'examiner l'organisation de certaines parties de l'AEA. Le comité remet un premier rapport (White Paper) mettant l'accent sur les faiblesses dans l'organisation de l'AEA, particulièrement du groupe industriel qui gère les piles, dues à une insuffisance de responsables techniques.

3.3.5. L'organisation de la sûreté au sein de l'AEA

Dans les mois qui suivent, l'autorité britannique pour l'énergie atomique met sur pied une organisation de santé et sûreté («Health and Safety organisation», les deux termes sont associés). Un principe fondamental de cette organisation est que chaque équipe est responsable de la sûreté de ses activités au travers de la chaîne normale de commandement. Pour conseiller le management dans cette tâche, des services «santé et sûreté» sont mis en place sur chaque site, tandis qu'un petit comité dirigé par Sir John Cockcroft est chargé d'élaborer la philosophie à suivre par ces différents services. Un service («Health and Safety Branch») situé à Risley est instauré pour le contrôle des activités «santé sûreté» du Groupe Industriel et il fait office d'organe exécutif pour le comité. Sa responsabilité couvre la préparation des normes, l'évaluation de la conception, de la construction, de l'exploitation et de la maintenance des réacteurs, des usines de chimie radioactive et des laboratoires. La diversité et l'échelle de ces responsabilités conduisent à une vigoureuse campagne de recrutement de personnel spécialisé.¹⁶⁸

Un deuxième rapport Fleck qui examine l'organisation «health and safety» de l'UKAEA est envoyé au premier ministre britannique le 22 janvier 1958. Ayant examiné cette nouvelle structure, le rapport indique que le Service de santé-sûreté de Risley comporte deux divisions principales :

¹⁶⁶ Dans son ouvrage, Pocock justifie les mesures d'interdiction sélectives appliquées à consommation du lait, et l'absence de risque pour les autres produits, en s'appuyant sur des considérations sur le métabolisme de la vache, que nous résumons : l'iode naturelle (I 127) est nécessaire à l'être humain pour éviter l'élargissement de la glande thyroïde; l'I 131, radioactive, est chimiquement identique à l'I 127, et consommée, elle n'est pas rejetée par l'organisme et est stockée dans la thyroïde. Une concentration trop grande d'I 131 peut provoquer des dommages considérables conduisant à des cancers des organes internes. Le métabolisme de la vache fait qu'elle concentre l'iode dans son lait, ce qui signifie que le niveau d'I 131 d'une vache qui broute une herbe contaminée est beaucoup plus élevé que le niveau d'iode du sol lui-même. C'est pourquoi il est dangereux de boire du lait de vache d'une ferme particulière, même si il n'y a pas de danger à consommer des légumes provenant des champs voisins.

¹⁶⁷ UKAEA, Fourth Annual Report 1957-58, §245, p. 41. L'original anglais est : «The Medical Research Council [un organisme gouvernemental], after examining the various possibilities, reported that it was in the highest degree unlikely that any harm was done to the health of anybody, whether a worker in the Windscale plant or a member of the general public, as a result of the accident.»

¹⁶⁸ Ibid., § 247, p. 42.

«(a) Une Division Sûreté : elle porte la responsabilité des problèmes de sûreté des réacteurs pour le compte de l'Autorité et, [...] de criticalité dans les deux Groupes de Recherche et Industriel. [...] La Division Sûreté a également la responsabilité des équipes de Physique sanitaire et de Sûreté dans les travaux des groupes industriels.[...] «(b) Une Division Médicale : [...] Chaque département médical d'entreprise est confié à un cadre assistant du Groupe médical, qui est responsable devant le manager général de l'entreprise et devant le médecin chef du groupe.»

Ce rapport est reçu par le cabinet du Haut-Commissaire le 22 janvier 58, soit deux semaines après sa publication. Le chef du cabinet, M. Long, a particulièrement souligné dans le passage précédent la séparation qui est faite en Grande-Bretagne entre la division «sûreté» et la division «médicale» et les responsabilités attribuées à chacune d'entre elles.¹⁶⁹

Si les structures et l'organisation sont mises en place, le quatrième rapport annuel de l'UKAEA (57-58) ne consacre qu'une ligne (sur cinq pages) pour évoquer «un effort considérable» consacré aux problèmes de sûreté dans la conception des réacteurs, auquel s'est ajouté une attention particulière au développement de méthodes et d'équipement pour la mesure des radiations.

Dans le courant de l'année 1958, le Comité Veale, créé à la mi-58 suite à l'accident de Windscale, produit une première version de son rapport dans lequel il insiste sur l'urgence de fournir des diplômés en radiobiologie et physique radiologique.

Mais ce n'est qu'au cours de l'année 1959 que l'institutionnalisation des problèmes de sécurité se matérialise au sein de l'AEA, par la création d'une nouvelle Direction («Health and Safety Branch»), cette fois indépendante des autres Groupes de l'Autorité. Les lacunes ayant été comblées par la campagne de recrutement et ces nouvelles équipes ayant gagné en expérience, il devient possible de séparer la responsabilité de conseil pour le contrôle des activités quotidiennes des établissements de l'AEA de la mise au point d'une politique concernant la philosophie dans le domaine de la santé et de la sûreté. Créée le 1er juillet 1959, cette nouvelle Direction comprend trois divisions : la «Safeguards Division», la «Radiological Protection Division», et une «Administrative Division». C'est donc la séparation entre d'une part les questions de sûreté des réacteurs («Safeguards») et la Radioprotection d'autre part, ce qui est confirmé par l'apparition d'une nouvelle rubrique dans le rapport annuel, intitulée «Safeguards Work».

La «Safeguard Division» est d'ailleurs appelée à jouer un rôle d'expert pour le Chief Inspector of Nuclear Installations du Ministère de l'Energie (Ministry of Power). Une loi de

¹⁶⁹ Report of the Committee appointed by the Prime Minister to examine The Organisation for Control of Health and Safety in the United Kingdom Atomic Energy Authority. Sur la brochure, M. Long marqué d'un trait rouge dans la marge le paragraphe suivant, p. 55 : «We have examined the functions and structure of the newly formed Health and Safety Branch at Risley. As the branch is at present organised there are two main divisions : (a) Safety division : This carries responsibility for problems of reactor safety throughout the Authority and, as described in paragraphs 84 and 85 below, of criticality in the Research and Industrial Groups.[...] The Safety Division also has functional responsibility for the Health Physics and Safety teams in each Industrial Groups Works. [...] (b) Medical Division : [...] Each Works Medical Department is in charge of an Assistant Group Medical Officer, who is executively responsible to the Works General Manager and functionally responsible to the Group Medical Officer.»

1959, la «Nuclear Installations (Licensing and Insurance) Act», entrée en vigueur le 1er avril 1960, a en effet institué un service d'inspection nucléaire (Nuclear Inspectorate) au sein du ministère, en vue d'examiner les aspects de sûreté des installations autres que celles appartenant à l'AEA, en particulier celles du CEGB (Central Electricity Generating Board)¹⁷⁰, l'EDF britannique. Au niveau gouvernemental est également mis en place un «Nuclear Safety Advisory Committee», sous la présidence de Lord Fleck, pour conseiller le Ministre de l'énergie. L'AEA est représentée par trois membres.

L'année 1960 voit également la mise en place en Grande-Bretagne, pour la première fois au monde semble-t-il, d'un système central de recueil et d'analyse des événements importants pour la sûreté («system of central reporting and analysis of occurrences of safety importance»).

L'accident de Windscale, outre l'organisation de la sûreté, impulse tout un programme de recherche en la matière, tout spécialement en relation avec les réacteurs de puissance de Calder Hall et de Chapelcross. Des projets spécialement dédiés aux problèmes de sûreté sont également mis sur pied. Un programme de recherche théorique sur les problèmes de criticalité est développé en liaison avec l'industrie pour les problèmes de détection. Des études sont menées sur les effets de la température et de l'irradiation sur les matériaux de construction nucléaire, avec une attention particulière pour la température de transition ductile-fragile pour les aciers. D'autre part, des modèles réduits sont étudiés à Foulness pour vérifier la sûreté de conception des réacteurs, un exemple d'étude étant celle consacrée aux effets de ruptures des systèmes de refroidissement. Les travaux de sûreté radiologique sont par ailleurs poursuivis.¹⁷¹

3.3.6. L'article de Farmer à la conférence de Genève en 1958

Si l'accident de Windscale a eu d'importantes répercussions en matière d'organisation de la santé et de la sûreté, la communication des spécialistes britanniques de la sûreté lors de la deuxième conférence des Nations-Unies de 1958 montre indiscutablement la maturité des conceptions de leurs auteurs en matière de sûreté.

F.R. Farmer, P.T. Fletcher (AEA, Industrial Group) et T.M. Fry (AEA, AERE, Harwell) proposent d'apporter quelques réflexions sur la sûreté des réacteurs thermiques au graphite et refroidis par gaz du type de ceux qui sont alors en construction à Calder Hall.¹⁷² La communication de Farmer et de ses collègues¹⁷³ est d'autant plus riche qu'elle veut énoncer des principes généraux applicables à tous les types de réacteur, à une époque où se multiplient les prototypes et où l'on s'efforce de parvenir à des solutions qui rendent l'énergie atomique compétitive. Les Britanniques, en énonçant les principes qui devraient être à la base d'une bonne sûreté pour les réacteurs, parlent en véritables chefs de file et

¹⁷⁰ d'après UKAEA, Sixth Annual Report 1959-60, Her Majesty's Stationary Office, London, pp. 39-42.

¹⁷¹ d'après UKAEA, Seventh Annual Report 1960-61, Her Majesty's Stationary Office, London, pp. 53-57.

¹⁷² F.R. Farmer, P.T. Fletcher, T.M. Fry, «Safety Considerations for Gas Cooled Thermal Reactors of the Calder Hall Type», Proceedings of The Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1958, P/2331, Vol. 11, pp. 202-215, United Nations, New-York (1959).

proposent une ligne de conduite pour tous les ingénieurs et scientifiques travaillant dans le domaine atomique. C'est bien le sentiment d'appartenir à une communauté qui les conduit à forger des outils qui soient une aide pour tous les acteurs du domaine atomique.

Le début du texte est un véritable manifeste à propos de la notion de risque, qui sera le cheval de bataille de Farmer pendant plusieurs décennies :

«Aucune activité humaine n'est sans risque, cependant, toutes les précautions possibles concrètement devraient être prises pour réduire les risques à un faible niveau de probabilité qui soit socialement et économiquement acceptable»¹⁷⁴

Cette introduction emploie le terme «risk» et non pas «hazard», ce qui témoigne d'une détermination scientifique plus précise, puisque le risque nécessite la mesure de deux aspects, la probabilité d'occurrence d'un événement et les conséquences associées. Et c'est la résultante du produit de ces deux facteurs qui doit être mesurée socialement et économiquement : le risque nucléaire n'est donc pas seulement un problème technique. Cette définition mathématique du risque fait rentrer la société dans l'évaluation de la sûreté nucléaire, car c'est elle qui doit juger de son acceptabilité sous l'angle social et économique. D'autre part, on reconnaît - cela semble un truisme aujourd'hui mais ne l'a pas toujours été - que la sécurité parfaite, «le risque zéro», n'existe pas. La question est de le diminuer, et cela se fait par un certain nombre de mesures, qui ont un coût.

«Ceci a été obtenu dans de nombreux domaines en promulguant des règles de l'art basées sur une importante expérience accumulée de fonctionnement, incluant l'étude des défaillances. L'adhésion à une telle règle devrait, sur des bases statistiques, laisser une marge de sûreté suffisante, mais non excessive.»

¹⁷⁵

Autrefois, l'apprentissage dans le domaine technologique se faisait par essais-erreurs : grâce au fonctionnement on découvrait quelles étaient les marges de sécurité, puis on pouvait les codifier. Cette démarche n'est pas possible dans le cas de l'énergie atomique du fait de sa jeunesse. Il faut donc définir une démarche scientifique pour la prévision en situation de non connaissance. Pour cela, l'industrie classique peut servir de référence :

«L'expérience concernant les réacteurs nucléaires est encore insuffisante pour permettre la formulation de règles de l'art complètes sur une telle base. La

¹⁷³

Farmer était intervenu lors de la première conférence de Genève en 1955 dans la session intitulée «problèmes écologiques liés au fonctionnement des réacteurs». Sa communication, malgré son titre, était consacrée aux problèmes de contrôle des niveaux d'exposition des travailleurs et de la population aux radiations. Cf. F.R. Farmer, «Safety Criteria in Atomic Energy», Proceedings of the First United Nations Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1955, Vol. XIII, P/543, pp. 315-318. En 1955, T.M. Fry, associé à W.G. Marley, avait présenté une communication intitulée «Risques radiologiques causés par une fuite de produits de fission et incidence de ces risques sur le choix d'une génératrice nucléaire», Communication P/394 à la première conférence des Nations Unies sur l'utilisation pacifique de l'énergie atomique, Genève, 1955, pp. 119-123.

¹⁷⁴

«No Human activity is without risk but, nevertheless, every practicable precaution should be taken to reduce risks to a socially and economically acceptable low order of probability.»

¹⁷⁵

«This has been achieved in many fields by promulgating codes of practice, based on the sum total of relevant working experience, including the study of failures. Adherence to such a code should, on statistical grounds, leave an ample, but not an excessive, margin of safety.»

réduction des risques est cependant de la plus haute importance, en particulier les risques d'endommagement du réacteur lui-même et les risques d'exposition des êtres humains aux radiations. Il est par conséquent nécessaire d'extrapoler à partir de l'expérience approfondie de l'ingénierie traditionnelle existante, avec l'aide d'une analyse théorique et d'une information scientifique générale et par analogie, tout en tenant compte de l'expérience croissante dans l'exploitation des réacteurs.»¹⁷⁶

Concluant cette introduction, les auteurs assignent à la sûreté des réacteurs un triple objectif :

«(a) minimiser l'exposition aux radiations résultant d'une exploitation continue du réacteur; (b) minimiser la probabilité que le réacteur entre accidentellement dans un état en dehors des conditions d'exploitation sûre; et (c) minimiser les effets sur le réacteur et l'exposition aux radiations résultant d'une quelconque de ces excursions accidentelles.»¹⁷⁷

Il s'agit bien de minimiser, et non pas de rendre nul car pour Farmer la sûreté absolue est une vue de l'esprit. Que les conséquences soient faibles (fonctionnement normal) ou importantes (situations accidentelles), le risque est toujours la résultante d'une probabilité multipliée par une conséquence; quelque soit la gravité de la conséquence, travailler à diminuer la probabilité permet de diminuer le risque; enfin, malgré toutes les précautions, l'accident peut survenir, il faut donc en limiter les conséquences.

Le corps de l'article comprend sept parties. La première («radiation exposure») définit le danger nucléaire comme étant l'exposition aux radiations. Les limites d'exposition aux radiations sont rappelées ainsi que les principes de contrôle des sources et des expositions aux radiations, toutes activités du domaine des «health physicists» et des médecins.

La deuxième partie présente l'élément combustible, et c'est nouveau, comme une enveloppe des produits de fission («The fuel element as a container for fission products»), constituant ainsi une première barrière entre les produits de fission et l'environnement extérieur. Si le terme de barrière n'est pas employé dans ce paragraphe, c'est bien le concept d'une barrière physique de l'élément combustible lui-même qui est introduit. Etant donné que le risque nucléaire est l'exposition aux rayonnements générés par les produits de fission, le but de la sûreté est d'interdire qu'ils s'échappent. Considérer l'élément combustible comme un obstacle à la dispersion des produits radioactifs impose alors certaines limitations des conditions d'exploitation :

«Dans les réacteurs du type de ceux de Calder Hall, l'élément combustible est un

¹⁷⁶ *«There is still inadequate experience of nuclear reactors to permit the formulation of comprehensive codes of practice on such a basis. The reduction of risks is, however, of the greatest importance, particularly those of serious damage to the reactor itself and exposure of human beings to radiation. It is necessary, therefore, to extrapolate from the existing and extensive background of conventional engineering, with the aid of theoretical analysis, general scientific information and analogy as well as to take account of the growing experience of reactor operation.»*

¹⁷⁷ *«(a) to minimise the radiation exposure resulting from continuous operation of the reactor; (b) to minimise the probability that the reactor gets accidentally into a condition outside its safe operating range; and (c) to minimise the effects to the reactor and the radiation exposure resulting from any such accidental excursions.»*

barreau d'uranium solidement gainé et on peut lui faire confiance pour contenir les produits de fission, à la fois gazeux et non gazeux, aussi longtemps qu'il est protégé de toute attaque chimique et qu'il n'est pas soumis à une température excessive. Un objectif premier dans la conception et l'exploitation doit par conséquent être de maintenir l'élément combustible dans des conditions adéquates de températures, de pureté du refroidissement, etc.»¹⁷⁸

Cette première barrière est donc composée de la gaine du combustible et de sa défense, à la fois barrière physique passive et mesures actives : on doit éviter que l'uranium ne surchauffe et que la température de fusion du métal de la gaine ne soit atteinte, ce qui nécessite pour cela un certain nombre de contrôles de la température des éléments combustibles.

La troisième partie concerne les propriétés du modérateur dont on doit tout d'abord assurer la stabilité dimensionnelle : la sûreté du réacteur dépend de la capacité de l'opérateur à insérer des absorbants dans les canaux du modérateur, ce qui implique qu'il conserve sa forme et sa structure. Il faut prendre notamment en considération les dégâts dus à l'irradiation comme source d'énergie, l'effet Wigner sur le graphite. Les réactions graphite-CO₂, graphite-air posent par contre peu de problème étant donné les caractéristiques des phénomènes physiques en jeu.

Le contrôle et l'instrumentation font l'objet de la quatrième partie : trois points sont abordés : les normes de fiabilité, les dispositifs de protection, le système de refroidissement.

A propos des normes de fiabilité, l'article énonce un principe qui se veut général, valable pour tous les types de réacteurs en cours de développement dans le monde. Les normes de fiabilité comme les moyens de les atteindre peuvent varier en fonction des différentes filières, mais le principe doit être observé.

«Tout réacteur devrait avoir un système de contrôle et d'instrumentation qui, tout en laissant une flexibilité d'exploitation, permette de garder le réacteur dans les limites du domaine sûr de fonctionnement, malgré les défaillances de matériel et d'énergie qui se produiront.»¹⁷⁹

Les Britanniques illustrent ce principe par les mesures retenues pour les réacteurs de Calder Hall : le contrôle de la réaction en chaîne est assuré par un grand nombre de barres de contrôle, séparées les unes des autres, retenues par des fixations électromagnétiques différentes à l'intérieur du circuit sous pression. L'insertion de 10% des barres de contrôle est suffisant pour empêcher toute élévation de la température des éléments combustibles. La redondance, les marges de sécurité, moyens traditionnels de l'ingénieur, doivent assurer le contrôle en toutes circonstances. Mais il faut aller plus loin. Un autre exemple concernant l'utilisation des instruments et des indicateurs montre que

¹⁷⁸ *«In the Calder Hall type of reactor, the fuel element is a sheathed solid uranium bar and reliance can be placed upon it to contain the fission products, both gaseous and non gaseous, so long as it is protected from chemical attack and is not overheated. A prime object in design and operation must therefore be to maintain the fuel element under suitable conditions of temperature, coolant purity, etc.»*

¹⁷⁹ *«Any power reactor should have a system of control and instrumentation that, allowing operational flexibility, can be relied upon to keep the reactor within its safe operating range, despite failures of equipment and supplies that will occur.»*

l'application de certains principes de fiabilité peut permettre à la fois d'obtenir une grande sûreté, mais également de satisfaire aux impératifs d'exploitation :

«L'application du seul principe de «sécurité intrinsèque» est insuffisant ici, parce que des indications incorrectes fournies par des instruments défectueux interrompraient trop souvent l'exploitation à mauvais escient. Par conséquent, autant que faire se peut, des dispositions sont prises pour que l'erreur d'un seul instrument puisse se produire sans préjudice ni pour le programme d'exploitation ni pour la sécurité offerte. Ces objectifs sont atteints en pratique par le doublement ou le triplement des circuits de contrôle. On préfère l'utilisation de trois circuits parallèles, le contrôle du réacteur étant effectué par une indication correcte sur deux des trois circuits. Ceci autorise une fausse erreur sur n'importe lequel des circuits ou des instruments, et permet également la remise en état des instruments et circuits.»¹⁸⁰

Farmer et ses collègues remettent ici en cause un vieux principe de sécurité, le principe «fail-safe» que l'on traduit souvent en Français par «sécurité intrinsèque». Employé depuis des décennies par les ingénieurs, il consiste à concevoir un mécanisme de sécurité de telle façon qu'en cas de défaillance il amène le système dans un état sûr¹⁸¹. Ce principe de sécurité intrinsèque est remplacé par une sécurité probabiliste, consistant dans le doublement et ici le triplement des circuits affectés à une même fonction. Avec cette conception, il n'est plus nécessaire de développer des systèmes de plus en plus sophistiqués qui tendent à la perfection, c'est-à-dire vers une fiabilité parfaite, mais il suffit de disposer de systèmes de qualité certes correcte mais pas forcément aussi poussée, pour obtenir une bonne probabilité que la fonction demandée soit exécutée, par l'un ou l'autre des circuits en cas de défaillance de l'un d'entre eux. Le triplement des circuits et le déclenchement d'un arrêt automatique en cas de défaut sur deux des trois lignes, permet en outre de rendre indisponible l'une des trois voies pour la tester, tout en maintenant le fonctionnement de l'installation : il suffit alors de l'annonce d'une erreur sur l'un des deux

¹⁸⁰ Traduit par nos soins, l'original est le suivant : «The application of the «fail safe» principle alone is insufficient here, because incorrect indications from defective instruments would too frequently interrupt operations unnecessarily. So far as possible, therefore, arrangements are made that failure replacement of single instruments can occur without prejudice either to the operational programme or to the protection afforded. These objectives are achieved in practice by the duplication or triplication of control circuits. The use of three parallel circuits is preferred with the control of the reactor exercised by the appropriate signal indication on two out of three circuits. This allows for spurious error in any one circuit, or instrument, and also permits testing and replacement of the instruments and circuits.»

¹⁸¹ Depuis les débuts du chemin de fer, les systèmes de sécurité et en premier lieu la signalisation, reposaient sur le principe de «sécurité intrinsèque». Ce principe, d'abord mis au point pour les systèmes mécaniques puis électromécaniques, est resté à la base de toutes les installations de sécurité de la SNCF jusqu'à la fin des années 70. Dans le cas très simple d'un signal actionné de façon mécanique par un levier de manœuvre au moyen d'un fil de transmission, le système était conçu de telle sorte qu'en cas de rupture du fil de commande, le signal passe au rouge sous l'action du poids d'une masse reliée au signal par une chaîne. Plus tard, les relais électromécaniques furent dotés d'une masselotte dont le poids devait ouvrir les contacts si le courant venait à manquer dans la bobine. Mais toutes ces forces de secours (basées sur la gravité dans les exemples précédents) ne pouvaient agir que si l'installation présentait des qualités constructives et de maintenance exceptionnelles, une fiabilité tendant à la perfection. En effet, d'après le principe de la sécurité intrinsèque, c'était la structure de l'élément qui assurait la sécurité, sans aucun dispositif additionnel.

circuits connectés pour provoquer l'arrêt. Ce principe va se généraliser dans le nucléaire à partir de cette époque, sous le nom de «critère de défaillance unique».

En ce qui concerne les systèmes de protection, même si en principe les réacteurs peuvent être contrôlés manuellement, les Britanniques estiment nécessaire que des systèmes automatiques empêchent le réacteur de sortir de la plage de fonctionnement sûr. Mais l'idéal est de laisser le temps à l'opérateur de prendre les mesures correctives nécessaires, avant que les limites de sûreté soient atteintes. C'est pourquoi la conception du réacteur doit être dans la mesure du possible telle que le réacteur ne puisse pas sortir de sa plage de sûreté en peu de temps. C'est pour respecter ce principe qu'il a notamment été choisi à Calder Hall d'imposer un taux de variation de température du combustible inférieur à 2°C par minute au voisinage de la plage de fonctionnement. Là encore, le but de ce principe est de combattre une tendance à l'arrêt automatique de l'installation, qui a de graves répercussions économiques, au profit d'un meilleur contrôle de ses plages de fonctionnement, dont l'opérateur, si on lui laisse le temps, sera meilleur juge que l'automatisme. Une conception selon ces principes doit permettre à la fois une meilleure sûreté et une meilleure rentabilité de l'installation.

Le flux réfrigérant est le troisième point abordé : c'est un aspect fondamental puisque la température de l'élément combustible dépend du bon équilibre entre le dégagement de la chaleur issue de la réaction en chaîne et son évacuation par le fluide de refroidissement. Un principe s'impose donc : il faut toujours disposer de moyens pour évacuer la chaleur. Les systèmes auxiliaires comme les moteurs de pompes chargés d'assurer une convection forcée doivent être alimentés de façon indépendante, les circuits de refroidissement subdivisés, mais il peut être également fait appel à des propriétés intrinsèques de la machine comme le pouvoir calorifique du modérateur.

La cinquième partie traite du circuit primaire, le présentant comme la «seconde barrière» : «L'utilisation d'un circuit de refroidissement fermé, hermétiquement séparé de l'atmosphère dans les réacteurs de type Calder Hall, offre une seconde barrière pour empêcher la dispersion des substances radioactives.»¹⁸²

Les produits de fission doivent donc franchir la barrière constituée du barreau d'uranium et de sa gaine, puis le circuit primaire avant de pouvoir s'échapper dans l'atmosphère. Cette conception de la sécurité en termes de barrières et de leur protection n'est pas présentée ici comme un principe, elle semble plus pressentie que réellement affirmée, mais elle a dû fortement influencer les responsables français, comme nous le verrons par la suite.

Pour des raisons économiques, les concepteurs des réacteurs de Calder Hall ont choisi de porter le gaz sous une pression très au-dessus de la pression atmosphérique, et il faut donc éviter qu'une rupture du circuit primaire n'entraîne la rupture des éléments combustibles. Deux limitations empêchent de se fier pleinement aux règles de l'art de l'ingénierie conventionnelle pour les circuits sous pression. En premier lieu, il faut prendre en compte les effets de l'irradiation sur les propriétés mécaniques des matériaux de structure. Il semble que le seul effet significatif sur les aciers soit une augmentation de la

¹⁸² «The use of a closed coolant circuit, sealed off from the atmosphere, in the Calder Hall type of reactor, affords a second barrier to prevent the dispersal of radioactive substances.»

température de transition ductile-fragile. La seconde limitation provient du fait que l'observation du circuit ne peut être visuelle à cause de la présence des radiations.

Très typique des conceptions anglo-saxonnes, la sixième partie traite des critères de sélection des sites d'implantation de réacteurs. Les auteurs estiment qu'étant donné les connaissances actuelles des caractéristiques atmosphériques, sachant que l'exposition aux radiations décroît rapidement avec la distance, il est préférable de choisir des sites dont l'environnement immédiat comporte une densité de population bien en dessous de la moyenne et qui n'augmente que lentement avec la distance. A titre d'exemple, en Grande-Bretagne l'usage est de retenir une densité de quelques centaines de personnes dans un rayon de 2 à 3 kilomètres, les villes plus grandes sont sensiblement plus éloignées (8 à 16 km). Notons d'ores et déjà que les impératifs d'implantation de nombreuses centrales nucléaires conduiront les spécialistes de sûreté britanniques à remettre en cause ces critères concernant l'éloignement moins de dix ans plus tard.

La dernière partie concerne l'évaluation («Assessment») de la sûreté. Le fait de présenter cette phase d'évaluation comme indépendante des mesures prises à la conception est en soi le signe d'une maturité de la part des Britanniques. C'est lors de ce travail que s'effectue la vérification des principes adoptés. Les autorités sont chargées de ce travail spécifiquement de contrôle pour juger de l'acceptabilité des dispositions retenues par les concepteurs. Cette évaluation impose la mise au point d'une méthode d'analyse particulière nécessitant de savoir quels types d'événements prendre en compte, jusqu'où aller dans l'étude des accidents «invraisemblables» si leurs conséquences peuvent être gigantesques, et c'est bien dans ce domaine que les Britanniques innoveront. Les auteurs notent que les réacteurs connaissent un développement rapide et qu'il est impossible de passer en revue tous les aspects touchant la sûreté. Mais deux procédures d'évaluation s'avèrent valables :

«La première consiste en ce que concepteurs et exploitants soumettent leurs arguments détaillés sur la sûreté à un examen attentif et imaginatif par un groupe d'experts distinct. L'expérience montre qu'un tel examen révélera inévitablement les points faibles potentiels. Et la seconde est qu'il devrait être procédé à des estimations théoriques du déroulement de certaines défaillances extrêmement improbables, mais non complètement impossibles, d'origine humaine ou matérielle.»¹⁸³

Cette démarche va à l'encontre de celle développée aux Etats-Unis¹⁸⁴ et présentée lors de cette même conférence avec la notion d'accident maximum prévisible, qui considère qu'au-delà d'une certaine probabilité, rien ne sert d'étudier des scénarios d'accident : c'est une approche radicalement différente, mais qui nécessite les moyens de ses ambitions.

¹⁸³ *«The first is that designers and operators should submit their detailed safety arguments to careful and imaginative scrutiny by a separate body of experts. Experience shows that such scrutiny will invariably bring to light points of potential weakness. The second is that theoretical estimates should be made of the course of events following certain extremely improbable, but not completely impossible, failures of staff and equipment.»*

¹⁸⁴ Cf. C.K. Beck, M.M. Mann, P.A. Morris, «Reactor Safety, Hazards Evaluation and Inspection», Proceedings of The Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1958, P/267, Vol. 11, United Nations, New York (1959), pp. 17-20.

Pour cela les auteurs proposent qu'à partir d'un modèle simplifié de la centrale, de ses opérateurs et de son environnement, on effectue des analyses théoriques sur les accidents susceptibles de se produire, par simulation des conditions accidentelles. C'est cette méthode révolutionnaire, initiée par les Britanniques dès cette époque, qui s'appuie sur des arbres d'erreurs et une analyse des probabilités ; mais cette analyse théorique des défaillances («theoretical fault analysis») ne peut être efficace que si elle repose sur un certain nombre de paramètres vérifiés par expérimentation. Une autre communication présentée à Genève illustre ce genre de travail.¹⁸⁵

«Toutes ces études peuvent révéler conjointement des facteurs qui pourraient influencer les conséquences et indiquer des changements auxquels il est nécessaire de procéder dans les techniques actuelles d'exploitation, dans l'instrumentation ou dans les projets futurs. Une codification basée sur des principes généraux pourrait émerger, mais on s'attend à ce que cela se produira lentement et en connexion avec un petit nombre de familles de réacteurs.»¹⁸⁶

Mais si cette méthode d'analyse théorique préalable comme l'expérimentation permettent d'accélérer le processus d'acquisition des connaissances, c'est réellement l'expérience de fonctionnement qui pourra apporter la confirmation de la sûreté de l'installation. C'est pourquoi la phase d'exploitation doit être examinée avec un souci particulier.

«A cause de l'expérience de fonctionnement limitée sur les réacteurs, l'attention que l'on doit porter à leur sûreté devrait se poursuivre même après avoir commencé l'exploitation normale. En premier lieu, l'expérience montrera dans quelle mesure le comportement de l'usine coïncide avec celui du modèle théorique estimé pendant la phase de conception. En second lieu, les défaillances mineures de matériel ou des opérateurs, avec des conséquences sans importance, donneront une indication sur le degré de risque de défaillances plus sérieuses et suggéreront des modifications pour les réduire.»¹⁸⁷

Farmer et ses collègues reconnaissent ici que tout événement, même mineur, peut être révélateur d'un dysfonctionnement qui pourrait être la cause, cumulé avec d'autres dysfonctionnements mineurs, d'un accident beaucoup plus grave, et c'est pour se donner les moyens de les prendre en compte que les Britanniques lancent dès 1960 leur fichier de recueil et d'analyse des événements importants pour la sûreté.

«Certaines questions concernant les conséquences possibles des accidents ne

¹⁸⁵ G. Brown, H. Kronberger, F.M. Leslie, J. Moore, P.W. Mummery, «Safety Aspects of the Calder Hall Reactor in Theory and Experiment», Proceedings of The Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1958, P/267, Vol. 11, United Nations, New York (1959).

¹⁸⁶ «All these studies jointly can reveal factors that could influence the consequences, and can indicate changes that are worth making in current operational techniques, instrumentation, or future design. Some codification based on broad principles may emerge, but it is anticipated that this will take place slowly and will be related to small families of reactors.»

¹⁸⁷ «Because of limited operating experience with reactors, consideration of their safety should continue even after they have commenced normal operation. In the first place, experience will show to what extent the behaviour of the plant coincides with that of the theoretical model assessed during the design stage. In the second place, minor failures of equipment and staff, having trivial consequences, will throw light on the degree of risk of more serious failures and suggest modifications to reduce it.»

peuvent pas recevoir de réponse seulement par l'expérience d'un fonctionnement sûr. Pour cette raison, il est essentiel de maintenir un programme de recherche convenable.»¹⁸⁸

L'article se conclue ainsi sur la nécessité de mener des recherches et indique les points qui font l'objet d'études suivies.

Cette longue référence à l'article présenté par les Britanniques en 1958 à la conférence de Genève montre sans ambiguïté l'avance Britannique dans la conceptualisation du risque. La méthodologie «des barrières», qui sera le credo des Français n'est pas affirmée comme telle, mais la démonstration de la sûreté est bel et bien effectuée en s'assurant de la résistance successive de l'élément combustible puis du circuit primaire. Le risque est défini, en termes de probabilités, poussant à étudier tous les accidents, aussi bien mineurs que majeurs, en s'appuyant sur des données de fiabilité des différents systèmes qui composent la machine. Outre ces principes, l'organisation de la sûreté se met en place au niveau de l'AEA, et du gouvernement. Une politique de formation et de recrutement de spécialistes a été opérée récemment qui va conforter cette avance.

Par rapport aux Etats-Unis, comme à la Grande-Bretagne, la France est bien en retard, mais elle va se mettre l'école de ses aînées.

3.4. Naissance de l'organisation de la sûreté au CEA

3.4.1. Un premier «Groupe d'études»

Lors de la première réunion de la Commission de Sûreté des Installations Atomiques qui se tient le 11 février 1960, 69 rue de Varennes, sous la présidence du Haut-Commissaire Francis Perrin, M. Yvon¹⁸⁹ rappelle que c'est en 1957, suite aux préoccupations du Haut-Commissaire, qu'il a chargé M. Robert¹⁹⁰ de centraliser les problèmes de sûreté des piles à l'échelon du Département d'Etudes de Piles. Un groupe d'études a été alors constitué, réunissant des représentants de divers départements du CEA. Exerçant un rôle purement consultatif il a effectué d'abord l'examen des piles alors en fonctionnement au DEP : Zoé, EL2, Aquilon, EL3 et Proserpine.¹⁹¹

C'est certainement la visite de ce groupe dans son installation que le Chef de Service de la pile de Fontenay-aux-Roses (ex-pile de Châtillon) relate plusieurs années plus tard : «Etant responsable de la marche de ZOE depuis déjà un certain temps, j'ai reçu la visite

¹⁸⁸ *«There are some questions relating to the possible consequences of accidents that cannot be answered solely from experience of safe operation. For this reason it is essential to maintain a suitable research programme.»*

¹⁸⁹ M. Yvon est à ce moment-là Chef du Département des Etudes de Piles.

¹⁹⁰ M. Robert est l'adjoint de M. Yvon au Département des Etudes de Piles, avant de rejoindre la Direction des Applications Militaires.

¹⁹¹ Compte Rendu de la réunion de la CSIA du 11 février 1960. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, Boîte F5 26 55.

d'une commission de contrôle, et je fus longuement interrogé sur les précautions utilisées pour assurer la sûreté de cette installation. Au départ, je n'ai pu m'empêcher de penser : pourquoi ces gens viennent-ils fourrer leur nez dans nos problèmes ? A l'issue de la visite, la sûreté de ZOE n'en avait peut-être pas tiré grand profit, mais en prime, certains visiteurs y avaient appris pas mal de choses, ce qui était bien normal à cette époque.»¹⁹² Notons en passant que ce récit fait en 1978 emploie le terme «sûreté» dont l'usage ne se répandra en France qu'à partir de 1959. La réaction du chef de service est intéressante : il y avait certes peu de personnes, scientifiques ou techniciens, qui soient spécialisés en 1957 dans les techniques des piles atomiques, mais c'est une réaction typique du technicien qui n'apprécie pas qu'on mette le nez dans ses affaires et qui ne voit pas en quoi des gens moins compétents pourraient lui apporter quoi que ce soit. Ce même type de réaction explique sans doute les réticences précédentes des chefs des centres du CEA au contrôle de leurs installations par le Service de Contrôle des Radiations et de Génie Radioactif qu'avait tenté d'instaurer Francis Perrin. Mais cela témoigne certainement aussi d'une méconnaissance de la spécificité du risque atomique. Si ZOE n'est évidemment pas comparable à un gros réacteur de puissance, la réaction du technicien intervient au moment même où les Américains publient (en 1957) l'étude WASH 740, chiffrant les milliers de morts qui résulteraient d'un accident, et montrant que la sûreté nucléaire ne peut être l'affaire des seuls physiciens, chercheurs ou exploitants.

Il se trouve que ce responsable n'est autre que celui que Jacques Yvon charge, quelques mois plus tard, d'organiser la sûreté au CEA. En effet, en octobre 1958, Jean Bourgeois, qui est devenu l'adjoint d'Yvon au Département des Etudes de Piles (DEP), remplace Monsieur Robert, parti à la Direction des Applications Militaires. Monsieur Bourgeois se voit donc confier le soin de diriger le Groupe dit de «sécurité des piles».¹⁹³ La forme et l'orientation du groupe se précisent progressivement. Son caractère devient plus permanent au fur et à mesure de la constitution d'un petit noyau d'ingénieurs (ils sont trois au départ) s'occupant à plein temps des problèmes de sécurité.

Ce groupe effectue ses premiers travaux sur les réacteurs qui dépendent de la Direction de la Physique et des Piles Atomiques¹⁹⁴, existants ou en projet. Fin 1958, Yvon confie à Bourgeois la mission de lui présenter un projet d'organisation de la sûreté nucléaire au CEA. Pour cela, M. Bourgeois entre en contact avec de nombreuses personnalités étrangères, en particulier MM. Clifford Beck de l'USAEC et Laurence du Canada, et avec les organismes internationaux.

Jean Bourgeois témoigne quelques années plus tard de l'intérêt des visites effectuées à l'étranger et des leçons qu'il en a tirées: «Une visite aux Etats-Unis fut très fructueuse : elle permit d'abord d'établir des rapports cordiaux avec Clifford K. Beck,

¹⁹² Témoignage de Jean Bourgeois, in : Bourgeois, J., Tanguy, P., Cogné, F., Petit, J., La sûreté nucléaire en France et dans le monde, Polytechnica, Paris, 1996, p. 151.

¹⁹³ Note 9707/023 du 10.10.58 de M. Yvon.

¹⁹⁴ Le Département d'Etudes de Piles a en effet été inclus dans une Direction de la Physique et des Piles Atomiques. Bourgeois est l'adjoint d'Yvon à la tête de la DPPA.

responsable de la «sécurité» à l'USAEC, et ces bonnes relations allaient jouer un rôle important dans l'avenir. De plus, une moisson de renseignements intéressants avait pu être récoltée. A cette époque, les bases techniques de la sûreté étaient connues. Le risque était celui d'une dispersion accidentelle des substances radioactives produites par le réacteur, terme qui avait été substitué à celui de pile. Certaines méthodes avaient été mises au point pour prévenir ces situations, et pour en limiter les conséquences si elles se produisaient. Elles s'appliquaient aux diverses installations nucléaires de la façon suivante : à chaque stade du développement de l'installation (conception, construction et finalement exploitation), la sûreté devait être démontrée par la production d'un rapport écrit contenant, d'une part, une description détaillée de l'état de l'installation, notamment pour les parties importantes concernant la sûreté, et surtout, une étude sur l'«accident maximum possible», ou MCA (Maximum Credible Accident dans son appellation d'origine). Le résultat de cette étude devait démontrer que celui-ci était réellement le plus grave et n'entraînerait aucune perturbation à l'extérieur du site où se trouvait l'installation. La preuve pouvait être apportée par l'utilisation de codes éprouvés ou de standards reconnus. Des confirmations expérimentales étaient les bienvenues. L'autorité de sûreté jugeait alors de l'acceptabilité de l'installation.»¹⁹⁵

Dans cette présentation qui date de 1992, Bourgeois ne mentionne pas la contribution canadienne à la philosophie française de la sûreté, mais insiste sur l'apport britannique. Farmer deviendra le grand ami de Bourgeois, son «complice» selon des témoins. «La même visite faite au Royaume-Uni, poursuit Jean Bourgeois, a fourni des résultats analogues. A l'Atomic Energy Authority, le spécialiste de la sûreté s'appelait F.R. Farmer, déjà apprécié pour sa grande compétence. Une solide amitié s'établit rapidement entre nous et permit de fructueux échanges, d'autant plus intéressants que l'Angleterre possédait, comme nous, des réacteurs expérimentaux modérés à l'eau lourde et des réacteurs de puissance du type graphite-gaz. En ce qui concernait les réacteurs de puissance, les Britanniques avaient une nette préférence pour le graphite-gaz, dont ils maîtrisaient bien la technique. Ils commençaient leurs études d'arbres d'accidents et de probabilités associés (arbres des causes des chimistes), domaines où ils allaient devenir des spécialistes incontestés. Le fait qu'ils fussent, avec nous, les seuls utilisateurs de piles de puissance du type graphite-gaz allait en faire des partenaires privilégiés.»¹⁹⁶

Le résultat des visites et des travaux de Bourgeois conduisent M. Yvon à mettre en avant la nécessité de centraliser la question de la sécurité à l'échelon responsable le plus élevé du Commissariat. C'est ce qu'il confirme au Haut-Commissaire dans une note de septembre 1959, dans laquelle il soumet également un «projet d'organisation de la sûreté des installations atomiques».¹⁹⁷

¹⁹⁵ Bourgeois Jean, «La sûreté nucléaire», in P.-M. de la Gorce (ed.), L'aventure de l'atome, tome 2, Flammarion, 1992, pp. 289-290.

¹⁹⁶ Ibid., p. 290.

¹⁹⁷ Note 349/023/80 du 29.9.59 du Directeur de la DPPA à Monsieur le Haut-Commissaire, dont l'objet est la : «Sûreté des installations atomiques.»

Le terme sûreté apparaît pour la première fois de façon officielle, dans cette note d'Yvon, qui souligne pour Francis Perrin : «Vous remarquerez que le terme sûreté a été choisi de préférence au terme sécurité qui pourrait porter ambiguïté.» La raison du choix n'est malheureusement pas détaillée, mais il apparaît clairement cependant que le terme sûreté, comme le projet de centralisation et d'organisation, est le fruit des visites effectuées aux Etats-Unis et en Angleterre. En ce sens, il ne fait aucun doute que le terme «sûreté» est l'exacte traduction de l'Américain «safety».

Certains observateurs se sont interrogés sur les raisons du choix du terme «sûreté» dans le vocabulaire nucléaire, alors qu'on parle de sécurité dans le chemin de fer ou dans l'aéronautique. Le terme «sûreté» étant plus absolu, plus définitif que celui de «sécurité», ne serait-ce pas le témoignage d'une volonté consciente ou inconsciente de la part des responsables du nucléaire de masquer les risques, ou de présenter leur technique comme «sûre», confondant délibérément la démarche pour aboutir à la sûreté et le résultat, l'état «sûr» ? A l'appui de cette thèse, on peut relever que les spécialistes américains à la fin des années cinquante exigent de la part des constructeurs ce qu'ils appellent un «hazard summary report» (rapport de danger) qui a été traduit en Français par «rapport de sûreté». Les autres industries qui à la suite de l'énergie atomique rédigeront ce type de rapports parlent elles d'étude de danger ou de risque. L'optique est différente : dans le premier cas (rapport de sûreté) on met l'accent sur l'ensemble des mesures qui ont été prises à la conception pour assurer la sûreté. C'est l'état d'esprit de Jean Bourgeois, développeur lui-même en tant qu'adjoint au DEP, qui ne veut pas être seulement «gendarme». Jean Bourgeois insistera souvent par la suite sur cette vision positive de la sûreté : la maîtrise du danger passe par l'étude de l'efficacité des systèmes de protection, et le rapport doit détailler l'ensemble de ces systèmes de sûreté et apporter la preuve qu'ils sont efficaces dans différentes circonstances. Dans le deuxième cas, on étudie a posteriori le danger d'une installation existante (rapport de danger).

Le choix du CEA qui se fait à la fin des années cinquante a consisté à réserver le mot sûreté à l'aspect technique de la prévention des accidents, et le mot sécurité à l'ensemble des mesures mises en œuvre pour la protection des personnes et des biens, que ce soient les mesures de sûreté, de protection contre les agressions, de radioprotection.

3.4.2. L'enjeu d'une organisation nationale de sûreté dans le contexte atomique international

L'organisation de la sûreté au sein du CEA devient urgente : si le projet concerne l'organisation de la sûreté des installations internes au CEA, Yvon envisage la possibilité que cette organisation étende, «dans un proche avenir», ses activités aux réacteurs et aux installations extérieurs au Commissariat et, au-delà, qu'elle participe à des confrontations internationales. Francis Perrin confirme ces ambitions lors de la deuxième réunion de la Commission, qui souligne que «la Commission est actuellement une Commission intérieure au CEA; mais elle est appelée à jouer un rôle important sur le plan national (par exemple, dans le cadre de la réglementation en cours d'élaboration pour «les industries de base» ou pour la normalisation); également sur le plan international, où compte tenu des préoccupations qui se manifestent tant au sein de l'AIEA que d'Euratom, il apparaît indispensable que la France puisse intervenir efficacement, dans ce domaine,

grâce à l'action d'un organisme doté de moyens suffisants.»¹⁹⁸

Les années 1955-1959 marquent un réel tournant dans l'histoire de l'énergie nucléaire et dans l'histoire de la sûreté nucléaire en particulier, pour de nombreuses raisons. Tout d'abord, on sort du laboratoire, on déborde le cadre expérimental pour se lancer dans une production industrielle, de plutonium ou d'électricité, ce qui se traduit par une multiplication des installations, une augmentation des puissances des réacteurs. En second lieu, le CEA n'a plus le monopole des questions atomiques : d'autres organismes se mêlent d'énergie atomique en France comme Electricité De France ou des firmes privées.

Enfin, des organismes internationaux chargés des questions de l'énergie atomique sont créés, qui obligent à renoncer aux pratiques purement nationales. L'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA, IAEA en Anglais) est créée en 1957, la même année que l'Euratom; dans le cadre de l'OCDE, des discussions aboutissent à la signature de la Convention de Paris en 1960, alors que les Nations Unies organisent les premières Conférences de Genève en 1955 et 1958. Ces institutions internationales sont des lieux où s'élaborent des normes, dont l'application pourrait concerner l'ensemble des pays membres. Il s'agit pour la France et donc pour le CEA de se positionner à l'échelle internationale, mais surtout d'être en mesure de ne pas subir les intrusions étrangères sous prétexte de sécurité ou de contrôle. La France doit être capable de proposer des normes, d'avoir son propre lot d'experts, son organisation d'expertise nationale, apte à défendre le point de vue français au niveau international. Il est impératif d'organiser l'expertise interne pour ne pas être expertisé de l'extérieur. Parmi d'autres, la naissance d'Euratom et de l'AIEA sont deux exemples de la concurrence sévère à laquelle se livrent les différents Etats en cette fin des années cinquante.

3.4.2.1. Euratom

La Communauté Européenne de l'Energie Atomique, Euratom, est issue de la relance européenne décidée par la Conférence des ministres des affaires étrangères des six pays de la Communauté Charbon-Acier à Messine en juin 1955, à la suite de l'échec de la Communauté européenne de défense. Le renom de l'énergie atomique est tel que chaque organisation internationale désire y être impliquée, et il est décidé d'ajouter à la négociation du Marché commun la mise en commun des efforts atomiques des six pays intéressés. Mais les positions nationales, malgré la jeunesse de cette technologie, sont déjà difficiles à concilier.

L'Allemagne fédérale vient seulement de recouvrer, le 5 mai 1955, le droit de procéder à des recherches atomiques civiles. L'Italie n'a qu'un embryon d'organisation et envisage d'acheter des réacteurs aux Etats-Unis, tandis que les Pays-Bas n'ont pas de véritable programme national. La Belgique est liée par ses ventes d'uranium aux pays anglo-saxons. La France « beaucoup plus avancée que ses futurs partenaires, était alors relativement isolée et seule... à manifester un réel désir d'indépendance basé sur un grand programme national mené par un organisme fortement centralisé, déjà assuré de la pleine collaboration de l'industrie privée » selon l'expression d'un dirigeant du CEA,

¹⁹⁸ Compte Rendu de la réunion de la CSIA du 11.2.60, p. 2. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F5 26 55.

Bertrand Goldschmidt¹⁹⁹. En novembre 1956, les ministres des affaires étrangères des six pays chargent trois «Sages», Louis Armand, Franz Etzel et Francesco Giordani, d'établir un rapport. Ceux-ci mettent en avant la nécessité pour les six pays de lancer sans tarder un grand effort nucléaire pour combattre le spectre d'une pénurie d'énergie due à la trop forte dépendance des Six vis-à-vis du pétrole et du Moyen-Orient. Et ce qui alarme le plus les dirigeants français, et en particulier au CEA, lancé depuis le début dans une perspective nationaliste de développement de sa propre filière de réacteurs, les UNGG, c'est la proposition qui est faite par les sages de développer le secteur atomique européen en s'appuyant sur des importations de réacteurs en provenance des Etats-Unis. La France qui a une avance certaine sur l'ensemble des autres pays européens - la Grande-Bretagne n'ayant pas encore rejoint la communauté européenne - entend la sauvegarder. La crainte de l'hégémonie française est d'ailleurs générale parmi les autres pays, et en particulier en Allemagne, qui ont des vues bien différentes de celles de la France sur le rôle de l'entreprise nucléaire commune, beaucoup d'entre eux axant leur développement sur des accords de coopération avec les Etats-Unis.

Les six ministres des affaires étrangères signent le traité instituant la Communauté européenne de l'énergie atomique (Euratom) le 25 mars 1957. Il entre en application le 1er janvier 1958. Un programme de coopération entre les Etats-Unis et Euratom est signé en 1958. Les Etats-Unis s'engagent à livrer l'uranium enrichi nécessaire au vaste programme prévu de construction de 15 000 MW en dix ans. Euratom va ainsi faire fonction de Cheval de Troie²⁰⁰ pour les réacteurs à eau légère développés aux Etats-Unis autour de ces mêmes années. C'est ainsi que General Electric remporte en 1958 le marché d'une centrale à eau bouillante de 150 MWe à Garigliano, tandis que son concurrent Westinghouse obtient le contrat pour une centrale à eau pressurisée à Trino Vercellese, également en Italie. En 1960, Westinghouse remporte un autre contrat pour une centrale de 240 MW à Chooz dans les Ardennes, côté français, pour le compte d'une société franco-belge. General Electric obtient sa revanche en vendant une de ses centrales pour le site de Grundremmingen en Allemagne en 1962. Les tentatives de la France pour réorienter la politique d'Euratom afin de promouvoir la technologie graphite-gaz deviendront de plus en plus illusoires, ce qui expliquera l'attitude sans cesse plus négative et oppositionnelle du CEA à l'égard d'Euratom.

Le dépit des responsables français du CEA peut être d'autant plus compréhensible que les réacteurs américains présentés comme éprouvés, à la fois fiables et compétitifs, ne sont que des prototypes, et que c'est l'Europe qui «essuie les plâtres»²⁰¹.

L'enjeu des discussions dans les organismes internationaux est donc de taille, d'autant plus qu'ils édictent des normes. Pour reprendre l'exemple d'Euratom, plusieurs articles du traité imposent un certain nombre d'obligations aux pays signataires. L'article

¹⁹⁹ Bertrand Goldschmidt, *L'aventure atomique*, Fayard, 1962, p. 129.

²⁰⁰ Cf. Bupp, I. C., Derian, J. -C., *Light Water. How the Nuclear Dream Dissolved*, Basic Books, New York, 1978, pp. 15-42.

²⁰¹ Selon une expression d'un cadre du CEA : Jean Bussac, «Des réacteurs nucléaires pour la production d'énergie», in P. -M. de la Gorce, *L'aventure de l'atome*, Flammarion, 1992. p. 181.

17 des directives prévoit que chaque Etat membre doit prendre des mesures de surveillance, d'inspection et d'intervention en cas d'accident, directives qui doivent avoir force de loi en France. Au paragraphe 3 on peut lire :

«La surveillance doit comprendre l'examen et le contrôle des dispositifs de protection ainsi que les déterminations des doses à effectuer pour la protection de la population. a) L'examen et le contrôle des dispositifs de protection entre autres : 1. L'examen et l'approbation préalable des projets d'installation comportant un danger d'irradiation et des projets d'implantation du site dans le territoire; 2. La réception des nouvelles installations en ce qui concerne la protection contre toute irradiation ou contamination susceptible de déborder l'enceinte de l'établissement, compte tenu des conditions démographiques, météorologiques, géologiques et hydrologiques; 3. La vérification de l'efficacité des dispositifs techniques de protection; 4. La réception du point de vue du contrôle physique des installations de mesure de l'irradiation et de la contamination; 5. La vérification du bon état de fonctionnement des instruments de mesure et de leur emploi correct.»

Si les deux derniers points sont plus du domaine de la protection des travailleurs, les trois premiers sont directement du ressort de ce qu'on appelle dans le monde anglo-saxon la sûreté nucléaire. L'article 37 prévoit également un droit de contrôle des pays membres sur les installations de leurs voisins susceptibles d'avoir des répercussions sur leur territoire.

202

3.4.2.2. L'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA)

Si la France accepte de soumettre ses activités atomiques au contrôle d'Euratom, elle est beaucoup plus réticente vis-à-vis de celui qu'entend exercer l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA). Elle n'acceptera que le contrôle de cette agence s'applique à son territoire que vingt ans après sa création en 1957, et seulement dans certains cas bien définis. En effet, à travers la création de l'AIEA, les Etats-Unis entendent exercer un contrôle sur le commerce des matières nucléaires, uranium enrichi mais aussi uranium naturel, pour interdire leur usage à des fins militaires. Cette volonté de lutter contre la prolifération nucléaire se double d'un enjeu commercial pour les Etats-Unis²⁰³ : il faut que

202

L'application de la procédure prévue à l'article 37 du traité de Rome fera l'objet de «difficultés» lors de l'examen de la sûreté de la centrale EDF1 en 1963, ce dont témoigne un ingénieur d'EDF : «La procédure souleva quelques difficultés car les membres de la Commission article 37, dont les pays pour la plupart n'avaient pas encore de centrale nucléaire en service, voulaient débattre de la sûreté de Chinon A1 alors que suivant l'interprétation de l'article 37 par les autorités françaises, la commission n'avait à s'intéresser qu'aux effluents radioactifs éventuels de la centrale pouvant atteindre le pays européen le plus proche.» Lamiral, op. cit., p. 291.

203

Cf. Goldschmidt, Bertrand, Le complexe atomique, Fayard, 1980, pp. 270-303. Après la suppression du secret sur les questions atomiques civiles par les Américains en 1954, le Congrès américain avait rendu obligatoire, en 1956, pour toute cession de matières nucléaires, l'acceptation par le pays importateur du droit pour les Etats-Unis d'en vérifier l'usage par des inspecteurs. Cette clause ne pouvait qu'handicaper les producteurs américains si elle n'était pas imposée à tous les fournisseurs, c'est pourquoi les Etats-Unis allaient mener campagne pour généraliser cette politique à tout le commerce international. Dans le domaine de l'uranium enrichi, cela ne devait pas poser beaucoup de problèmes car les Etats-Unis possédaient un quasi-monopole, ce qui n'était pas le cas pour l'uranium naturel.

les vendeurs d'uranium naturel soient aussi soumis à l'exigence du contrôle sur les usages de leurs productions, ce qui n'était pas le cas jusque-là où seul l'uranium enrichi était concerné par cette règle. Cet objectif présentait un double inconvénient pour les Français, à la fois comme acheteurs d'uranium naturel sur le marché mondial et qui comptaient l'utiliser dans leurs réacteurs pour leur programme militaire, mais aussi comme exportateurs potentiels des réacteurs à uranium naturel-graphite-gaz, seule filière concurrente des réacteurs à uranium enrichi développés aux Etats-Unis. La France sera la principale opposante aux projets américains au sein de l'AIEA, tentant sans succès d'exempter du contrôle l'uranium naturel.

3.4.3. Le rôle des accidents

Mais encore et surtout, la mise sur pied d'une organisation de la sûreté nucléaire en France découle des accidents et incidents, véritable série noire de la fin des années 50, en Angleterre, aux Etats-Unis, en Yougoslavie, en Union soviétique, au Canada et en France.

3.4.3.1. NRX

Un premier avertissement est donné en 1952 sur le grand réacteur canadien NRX (National Research Experimental) de Chalk River qui subit un accident de refroidissement. NRX est une pile d'essai de 30 MW modérée à l'eau lourde et refroidie à l'eau légère. L'accident ²⁰⁴ se produit au cours d'un arrêt ou d'une marche à faible puissance. Des vannes de by-pass sur les circuits pneumatiques qui servent à la chute accélérée des barres sont ouvertes de façon intempestive, ce qui provoque une remontée de plusieurs barres de contrôle et une importante excursion de puissance. Après plusieurs tentatives infructueuses de faire redescendre les barres, c'est la vidange de l'eau lourde qui permet l'arrêt de l'excursion. Les dégâts sont très importants car le refroidissement de la pile n'était pas en service à ce moment-là. Une bonne partie des éléments de combustible en uranium métal ont fondu, les gaines en aluminium se sont rompues et les tubes qui séparaient les circuits d'eau lourde des circuits d'eau ordinaire et d'air ont été endommagés, de même que la cuve et les tuyaux de circulation. 10 000 curies de produits de fission sont retrouvés en majeure partie dans les sous-sol du bâtiment qui ont été noyés par 4 000 tonnes d'eau, alors que des morceaux d'uranium fondu et d'oxyde d'uranium très irradié gisent en divers endroits de la cuve. Quinze mois seront nécessaires pour la remise en route de la pile.

3.4.3.2. Windscale

L'événement le plus marquant, particulièrement aux yeux des Français qui développent la même filière de réacteur, est l'accident de Windscale de 1957. Il joue un rôle déterminant dans la prise conscience du risque d'accident majeur : au cours de l'accident, plus de 150 canaux sur le millier que contenait la pile ont pris feu, $2 \cdot 10^4$ Ci d'iode ont été relâchées,

²⁰⁴ La description des accidents de NRX, NRU, et Alizé s'inspire du cours de F. de Vathaire, «La sûreté des piles atomiques», Cours de Génie Atomique, INSTN, 1963, CXI.

une zone de 500 km carrés a été contaminée et une interdiction de boire du lait a été promulguée pour plusieurs semaines. Du point de vue financier, les conséquences sont également sérieuses puisque les deux piles de Windscale sont arrêtées définitivement suite à l'accident. En effet, le rapport final du comité technique d'évaluation de l'accident publié en juillet 1958 conclue que la pile n°1, victime de l'accident, est définitivement hors service. Pour la deuxième, il propose des modifications de l'instrumentation. Ces modifications comprennent l'installation de 600 capteurs de température supplémentaires dans le cœur avec installation d'un équipement amélioré de traitement des données présentées aux opérateurs pour remplacer l'ancien qui avait failli sur la pile n°1. Un nouveau système d'indication de puissance et un meilleur système de filtre pour retenir les particules comme celles qui s'étaient échappées pendant l'accident doivent également être installés. Ces modifications auraient augmenté le coût du redémarrage de 500 000 £ et le prix du plutonium produit serait devenu excessif. C'est pourquoi, en octobre 1958, décision est prise de ne pas redémarrer la pile n°2.

3.4.3.3. Kychtym

La même année, un autre accident se produit à Kychtym en Union soviétique, dans la province de Tcheliabinsk. Cet accident est passé presque inaperçu en Occident.²⁰⁵ Classé secret par les autorités soviétiques de l'époque, ce n'est qu'à partir de juillet 1989 que seront rendues publiques des informations concernant l'accident. Au cours des années soixante, certaines informations tirées de périodiques soviétiques, de rapports de services de renseignements étrangers ou d'observations par satellites, avaient laissé supposer qu'une quantité considérable de radioactivité s'était répandue sur plusieurs centaines de kilomètres carrés, mais c'est seulement vingt ans plus tard, en novembre 1976 que des informations plus précises parviendront à l'Ouest par l'entremise d'un biochimiste soviétique émigré en Angleterre en 1973, Jores Medvedev.²⁰⁶

On sait aujourd'hui²⁰⁷ que l'accident qui survient à Kychtym le 29 septembre 1957 est la plus grande catastrophe nucléaire avant Tchernobyl. Mis en service en 1949, le site de Kychtym, dans la région sud de l'Oural non loin de la ville de Sverdlovsk, accueille six réacteurs plutonigènes de type graphite-gaz et une usine de retraitement de combustibles irradiés destinés à la séparation et à la purification du plutonium à des fins militaires. Au cours du processus de retraitement, des solutions contenant la quasi-totalité des produits de fission étaient entreposées dans plusieurs dizaines de cuves en acier inoxydable d'un volume de 300 m³ chacune, implantées dans une fosse de béton enterrée et recouverte d'une dalle de protection en béton de 160 tonnes. Le 29 septembre 1957, une violente explosion se produit à l'intérieur d'une des cuves, la détruisant entièrement et projetant à 25 m la dalle qui recouvrait la fosse. On estime que 10% des 70 à 80 tonnes des déchets

²⁰⁵ L'accident de Kychtym n'est pas mentionné dans les documents du CEA du début des années soixante qui font le bilan des accidents nucléaires survenus dans le monde jusque-là.

²⁰⁶ Cf. Pringle, P., Spigelman, J., Les barons de l'atome, Seuil, 1982, pp. 194-196.

²⁰⁷ Le récit qui suit résume l'article de Jean-Pierre Goumondy et Alain Simon, «L'accident de Kychtym ou l'histoire d'une catastrophe «secrète»», Contrôle, N°110, avril 1996, pp. 44-47.

de haute activité (20 millions de Ci au total) contenus dans la cuve ont été rejetés dans l'atmosphère jusqu'à 1 km d'altitude, entraînant la formation d'un nuage radioactif dont la traînée va contaminer les territoires environnants sur plusieurs centaines de kilomètres carrés.²⁰⁸ Etant donné les niveaux de radioactivité élevés, 10 800 personnes seront déplacées à la suite de l'accident, 27 villages supprimés. La cause de l'accident est attribuée à un défaut de refroidissement des cuves : l'eau de la solution contenue dans l'une des cuves s'est probablement évaporée en totalité et l'autoéchauffement du mélange solide de nitrates et d'acétates a finalement conduit à une violente réaction d'oxydo-réduction. C'est donc une explosion chimique qu'on pourrait qualifier de «classique» qui a pulvérisé quasi-instantanément une quantité considérable de produits radioactifs dans l'atmosphère.

3.4.3.4. Vinca

L'année suivante survient l'accident de Vinca en Yougoslavie, le 15 octobre 1958 exactement. Il provoque l'irradiation de six techniciens dont l'un décédera, tandis que parmi les cinq rescapés, quatre seront sauvés grâce à une transplantation de moelle osseuse. La pile yougoslave sur laquelle survient cet accident est une expérience sous-critique constituée de barres d'uranium naturel plongées dans une cuve d'eau lourde. C'est une avarie du circuit de montée d'eau lourde qui occasionne une excursion de puissance, relativement lente, c'est pourquoi les expérimentateurs ne se rendent pas compte que la pile diverge. Ils ne font chuter les barres de sécurité qu'au bout de quelques minutes lorsque des physiciens effectuant des mesures dans un local voisin les préviennent qu'ils constatent un bruit de fond anormal. Comme la pile n'est pas équipée de protection biologique, les six techniciens sont irradiés à des niveaux dépassant quelques centaines de rem. C'est à la suite de cet accident qu'un dispositif automatique de sécurité sera installé ainsi qu'une protection biologique.

3.4.3.5. NRU

L'année 1958 est également marquée par l'accident de refroidissement survenu sur la pile NRU au Canada. NRU est une pile à eau lourde d'une puissance élevée, 200 MW, qui sert également pour des essais de matériaux. L'accident se produit lors du déchargement d'une cartouche d'uranium qui avait été endommagée. La hotte de refroidissement qui est normalement refroidie par une circulation d'eau lourde tombe en panne. L'eau lourde se vide et la cartouche qui est en cours d'introduction dans la hotte est insuffisamment refroidie. L'uranium fond, la cartouche est déchirée en plusieurs morceaux. L'un d'entre eux tombe sur la plate-forme de chargement et s'enflamme. On réussira à éteindre l'incendie en une dizaine de minutes en jetant du sable dessus, de sorte que quelques grammes d'uranium seulement auront brûlé. Cependant cela aura suffi pour créer une contamination importante de la zone supérieure de la pile, en particulier des parcelles d'oxyde d'uranium. Les travaux de décontamination s'effectueront dans un niveau de rayonnement par moment supérieur à 1 000 röntgen/heure (la dose normale au début

²⁰⁸ La superficie de la zone présentant une contamination surfacique en strontium ⁹⁰ supérieure à 0,1 Ci/km² correspond à une bande de 300x30 à 50 km². Elle est de 105x8 km² pour une contamination de 2 Ci/ km².

des années soixante est 7,5 milliroentgen/heure). Dans un premier temps, 40 hommes travaillent par périodes d'une minute et demie au maximum afin de limiter les doses de telle sorte que personne n'aura reçu une dose supérieure à 5 rem, la limite admissible pour une année. La pile redémarrera au bout de deux mois. Près de six cents personnes auront travaillé à la décontamination.

3.4.3.6. G1 et Alizé

Côté Français, le premier incident sérieux se produit à l'automne 1956 sur la pile G1, provoquant la fusion de 7 kg d'uranium. Le second incident, où l'accident grave est évité de peu, survient sur Alizé I en 1959 : nous avons vu qu'un jeune expérimentateur inconscient avait provoqué une excursion de puissance alors qu'il avait volontairement mis hors service les dispositifs automatiques de sécurité. Ce n'est qu'au bout d'une minute que les barres de sécurité sont chutées manuellement, évitant l'accident. Grâce à la protection biologique, la personne la plus touchée ne reçut que 2 rem.

Tous ces accidents, à l'étranger mais aussi en France, poussent à intensifier le contrôle de la sécurité des piles au CEA. La tâche est d'autant plus urgente qu'étant donné le développement du Commissariat, les activités se multiplient, et la responsabilité n'est plus aux mains d'une seule personne mais est partagée, à travers plusieurs échelons hiérarchiques, ce qui signifie que plus personne n'est réellement responsable. Comme le montre l'exemple d'Alizé, les expérimentateurs sont peut-être désormais moins conscients des risques que leurs illustres aînés, l'activité devient en quelque sorte plus routinière. Il devient nécessaire d'organiser la sûreté.

3.4.3. Le projet d'organisation de la sûreté au sein du CEA : la Commission de Sûreté des Installations Atomiques

Le projet que lui a remis Bourgeois est présenté par Yvon à Francis Perrin en septembre 1959. Intitulé «Sûreté des installations atomiques»²⁰⁹, il comprend quatre parties définissant tout d'abord l'importance des questions de sûreté pour le CEA, les domaines couverts par la sûreté, les tâches et enfin les moyens de l'organisme de sûreté.

«1) La sûreté des installations atomiques conditionne avec une telle ampleur la vie des personnes et l'intégrité des biens qu'elle doit être centralisée à l'échelon responsable le plus élevé du Commissariat à l'Energie Atomique. Mettant en jeu la compétence et les attributions de la plupart des Directeurs du C.E.A., elle nécessite d'être considérée au sein d'un organisme inter-directions, où chacun puisse faire valoir ses vues avant d'accepter de se plier aux règles d'intérêt général (souligné par nous) que ne peut manquer d'imposer la recherche de la sûreté. « L'institution d'un «Comité de Sûreté des installations atomiques» dépendant directement du Haut-Commissaire et rassemblant plusieurs Directeurs est donc souhaitable.»

Il faut souligner ce point, la sûreté est présentée comme l'intérêt général, Il semble nécessaire de faire comprendre aux différents directeurs que ce n'est pas la marotte de certains, qu'il ne s'agit pas là d'une bureaucratie inutile qui vient se mêler de ce qui ne la

²⁰⁹ Projet daté du 24/09/1959, annexé à une Note de la DPPA N°349/023 en date du 3.11.1959. Archives CEA.

regarde pas, mais qu'il y a un danger réel, particulier, nouveau, et qu'un accident mettrait en cause le développement global du programme atomique. Relevons aussi qu'il s'agit de créer un organisme inter-directions où l'on discute entre experts compétents des différentes parties. Le caractère prototypique de cette organisation est à souligner : ces mêmes principes seront à la base du fonctionnement de l'expertise de la sûreté nucléaire en France pendant plusieurs décennies. A cela rien d'étonnant puisque c'est le CEA, d'après ces principes, qui va modeler la future organisation nationale de la sûreté nucléaire.

«2) La sûreté des installations soulève des problèmes multiples que l'on peut classer comme suit : a) sûreté des installations de tous ordres à l'encontre du rassemblement intempestif d'une masse critique. b) sûreté des piles à l'encontre de tout incident nucléaire ou mécanique de nature à entraîner une production non contrôlée et dangereuse de radioactivité. c) choix des sites atomiques en vue de réduire à un minimum acceptable les conséquences sur les personnes et les biens d'une défaillance d'installation. »

Les thèmes et l'ordre dans lequel ils sont abordés correspondent bien aux priorités du moment : c'est tout d'abord le danger de criticalité (le rassemblement intempestif d'une masse critique), avant la sûreté des piles et le choix des sites. Au cours des années 50, le travail de laboratoire, le maniement de matières fissiles dans les mines ou lors de la fabrication de combustibles sont considérés comme les principaux dangers. Avec le développement des piles, c'est la sécurité de la machine qui prend le dessus. La future organisation modifiera cet ordre en donnant la priorité à la sûreté des piles, devant le danger de criticalité.

«3) Le Comité de sûreté a pour tâches essentielles : - de délivrer les licences de construction des piles et des installations sur présentation du projet. - de délivrer les licences d'exploitation des piles et des installations au moment de leur mise en service. - d'officialiser, en liaison avec les organismes internationaux qualifiés, les normes de sûreté, chaque fois que celles-ci pourront être définies. - de s'assurer de la conformité des réalisations aux licences délivrées. 4) Le Comité de sûreté dispose pour réaliser ces tâches : - de sous-comités spécialisés inter-Directions [...] - d'une commission de contrôle composée d'experts choisis parmi le personnel à la disposition du sous-comité correspondant et agissant sur ordre du Comité. Cette commission a le pouvoir de suspendre, jusqu'à décision du Comité, toute activité jugée contraire à la sûreté. La commission de contrôle pourra ultérieurement être constituée en service rattaché au Haut-Commissaire.»

Cette commission de contrôle prévue dès 1960 ne sera mise sur pied que plusieurs années plus tard, en 1967, le système d'inspection demandant de mobiliser des effectifs qui a priori ne peuvent pas être enlevés à la recherche proprement dite.²¹⁰

Le projet d'organisation et d'organigramme en annexe est envoyé à chacune des Directions du CEA le 1er octobre 1959. Les réactions des directeurs de département et les modifications qu'ils proposent permettent d'apprécier l'état d'esprit de ces responsables, de cerner comment ils envisagent le risque nucléaire et le besoin de

²¹⁰ D'après un entretien avec Jean Rastoin.

sûreté.

L'un d'entre eux, probablement le chef du SCRGR, service qui doit être prochainement réorganisé, dans une note à Baïssas, chef de cabinet du Haut-Commissaire, insiste sur les dispositions du Traité Euratom relatives à la protection sanitaire qui «doivent avoir force de loi en France». Il constate que le présent projet de la Direction de la Physique des Piles Atomiques est conforme à l'article 17 des directives d'Euratom. Et dans la droite ligne des objectifs d'Yvon et de Perrin, il insiste sur le caractère pilote de cette organisation : «Bien qu'il ne s'agisse, pour le moment, que d'une organisation interne au Commissariat à l'Energie Atomique, il paraît très important que sa mise sur pied soit effectuée promptement, d'une part pour des raisons de sécurité des installations, d'autre part pour que les Comités et Sous-Comités prévus puissent servir de noyau à l'organisation nationale, qu'il sera nécessaire de créer dans un délai relativement bref, pour toutes les installations réalisées en France, qu'il s'agisse d'installations appartenant au Commissariat, à l'E.D.F. ou, éventuellement, à des entreprises privées.»

211

A la tête de la Direction Industrielle (DI), Pierre Taranger, qui avait été responsable de la construction du centre de Marcoule, formule quatre remarques, toutes importantes : il exprime son accord avec la nécessité de centraliser la question de la sûreté à l'échelon le plus élevé du CEA, mais s'interroge dans le deuxième point : «Le but à atteindre étant «la sauvegarde de la vie des personnes et de l'intégrité des biens» je comprends que ce dernier terme s'applique aux biens extérieurs aux installations, les avaries dont les conséquences sont purement internes étant exclues en principe du domaine envisagé. Est-ce votre intention ?» Taranger semble vouloir réserver son domaine de toute immixtion. Comme en réponse, le chapitre «Sûreté des installations atomiques» du cours²¹² de *Génie atomique*, publié l'année suivante, est très clair sur ce point : «La sûreté comprend celle des personnes et celle des biens y compris les installations atomiques elles-mêmes.» La question de l'attribution des responsabilités en cas d'accident pose en fait le problème de la définition de la sûreté, c'est-à-dire de l'importance du risque. Des incidents ou même des accidents aux conséquences purement internes sont importants pour la sûreté, comme indices pour ce qu'on appelle aujourd'hui le retour d'expérience, ce que ne semble pas mesurer Taranger. Sa dernière remarque porte sur la forme : «Le CEA réservant généralement le terme de «comité» aux organismes comprenant des membres extérieurs, je crois préférable d'appeler «commission» et «sous-commissions» les

²¹¹ Note du 12.9.59, intitulée «A l'attention de M. Baïssas», ayant pour objet l'«Organisation de la Protection au Commissariat à l'Energie Atomique». Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F2 05 19.

²¹² Voir plus loin, Vathaire signe le chapitre XI du Cours de Génie Atomique, intitulé «Sûreté des installations atomiques», Volume I, Section C, publié en 1960. Ce Cours de Génie atomique, professé dans le cadre de l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires (INSTN) est la voie officielle du CEA, puisque c'est à cette école que tous les ingénieurs, à partir de 1956, sont formés à cette nouvelle discipline de l'ingénieur, le «génie atomique». Les plus grands noms du CEA rédigent ce cours, révisé chaque année. François de Vathaire, principal adjoint de Bourgeois et en ce sens porte-parole des intentions d'Yvon, assure le cours sur la «Sûreté des Installations atomiques»; une copie du chapitre consacré à la sûreté est présente dans les documents du Haut-Commissaire, qui souhaitait certainement de plus amples informations sur le sujet. Elle a été envoyée à son Cabinet début janvier 1960.

organismes intérieurs au CEA dont vous envisagez la création.»²¹³

Le projet remanié remplace effectivement le terme «comité» par «commission». Conformément à une troisième remarque de Taranger, la présidence de la Sous-Commission des Masses Critiques est remise à un membre de la Direction de la Physique et des Piles Atomiques (et non de la Direction Industrielle).²¹⁴

Tout ce travail aboutit à la création d'une Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) au sein du CEA. Elle est annoncée par une note d'instruction générale²¹⁵ signée du Haut-Commissaire Francis Perrin et de l'Administrateur Général Pierre Couture, datée du 27 janvier 1960.

Créée au 1er janvier 1960, la Commission est effectivement centralisée à l'échelon responsable le plus élevé du Commissariat puisqu'elle relève directement du Haut-Commissaire en personne. Dans l'énoncé des missions, qui reprend les quatre points du projet d'Yvon (dans un autre ordre), une modification apparaît : on n'insiste plus en préambule sur la nécessité «de se plier aux règles d'intérêt général». Une formulation plus diplomatique et consensuelle la remplace puisqu'il s'agit «de faire étudier toutes les mesures nécessaires à l'obtention dans le domaine des radiations d'une sûreté aussi parfaite que possible». Aucune règle n'est fixée, le niveau de sûreté ce sera forcément le fruit d'une discussion, d'un dialogue entre parties. Tout est dans le «possible» : l'adjectif parfait peut donner le sentiment d'une grande contrainte imposée, mais immédiatement tempérée par l'aspect «possible». La question des critères est posée : le «possible» sera-t-il fonction de l'état de la technique, du coût des mesures à prendre, des délais, des impératifs de production ?

La Commission est présidée par le Haut-Commissaire en personne. Sont membres de la Commission, le Directeur des Applications Militaires, le Directeur Industriel, le Directeur des Matériaux et Combustibles Nucléaires, le Directeur de la Physique et des Piles Atomiques, le Directeur du Cabinet du Haut-Commissaire qui assure le secrétariat. Occasionnellement sera également membre de la Commission le Chef du Centre où se trouve une installation soumise à examen. La Commission dispose de sous-commissions spécialisées, inter-directions, présidées par un membre de la Direction ou du service le plus directement intéressé en la matière.

Deux notes de service signées du Haut-Commissaire, annoncent la mise en place des deux premières sous-commissions : la Sous-Commission de Sûreté des Piles et la Sous-Commission des Masses Critiques. Ceci indique l'ordre d'importance des risques tels qu'ils sont désormais perçus : tout d'abord le risque d'accident de réacteur, ensuite le risque de criticalité ou criticité.

3.4.4. La sous-commission de sûreté des piles. Jean Bourgeois

²¹³ Pierre Taranger, note DI.66 du 10.10.59. Archives CEA.

²¹⁴ Note DPPA 466/023 du 3.11.59. Archives CEA.

²¹⁵ Note de Service N° C 278. Instruction Générale. 27 janvier 1960. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F2 05 19.

3.4.4.1. La SCSP

La Sous-Commission de Sûreté des Piles, dont la présidence et le secrétariat sont assurés par le personnel de la Direction de la Physique et des Piles Atomiques (DPPA) est mise en place à compter du 1er Mars 1960. C'est cette sous-commission qui va élaborer la philosophie de la sûreté nucléaire en France. M. Jean Bourgeois, Adjoint du Directeur de la Physique des Piles Atomiques est nommé Président de la Sous-Commission tandis que le secrétariat est assuré par M. F. de Vathaire.

La Sous-commission se compose de membres titulaires, représentant les différentes directions suivantes : la Direction des Applications Militaires (DAM), la Direction Industrielle (DI), la Direction des Matériaux et Combustibles Nucléaires (DMCN), la Direction de Cabinet du Haut-Commissaire (DCHC), et la Direction Administrative (DA, Sécurité Incendie). Les membres sont proposés par les chefs de ces directions et nommés par le Président de la Commission de sûreté des installations atomiques.²¹⁶

La Sous-Commission de Sûreté des Piles a pour tâche de recevoir et d'instruire les dossiers relatifs à la Sûreté des Piles qui sont adressés à la CSIA; de recueillir auprès des Services du CEA les éléments complémentaires qu'elle juge utiles; de rédiger, sous forme de projets, les décisions du ressort de la Commission. Elle doit également «s'efforcer de dégager les bases d'une politique de sûreté des piles, et de déterminer en conséquence les études à faire effectuer par les Services Spécialisés ainsi que leur ordre d'urgence»²¹⁷. Sa compétence s'étend à toutes les piles et tous les ensembles sous-critiques du Commissariat. Pour effectuer sa tâche, la Sous-Commission dispose d'un groupe de travail siégeant à la DPPA, et de moyens que fourniront sur sa demande les Départements spécialisés.

Deux semaines après sa création, une note de Service HC38 énonce les documents que les différents Directions responsables de projets doivent fournir concernant la sûreté des piles. L'examen de la sûreté conditionne désormais la construction et la mise en exploitation de tout projet. Un «rapport préliminaire de sûreté» doit être établi en vue de la délivrance d'un «certificat de sûreté», dont dépend la construction de la pile. Les responsables des piles en fin de construction doivent établir, au moment des essais de réception, le rapport sur la sûreté de la pile ainsi que le projet des premières consignes d'exploitation, nécessaires à la délivrance d'une «licence d'exploitation». A titre de régularisation, les Chefs de piles déjà en exploitation doivent fournir dès que possible ces deux documents auxquels s'ajoute une copie des rapports concernant les principaux incidents survenus jusqu'à ce jour, aux fins de constitution d'archives. L'annexe de la note présente un plan-type du rapport de sûreté, reprenant le §3 du cours de Vathaire déjà évoqué : le «rapport de sûreté d'une pile» doit se composer de cinq parties :

²¹⁶ Note HC39 du 15 mars 1960. Cette même note nomme les membres de la Sous-Commission représentant les grandes directions du Commissariat : il s'agit de J. Jacquesson pour la Direction des Applications Militaires, Ch. Segot pour la Direction Industrielle, P. Wallet pour la Direction des Matériaux et Combustibles Nucléaires, P. Candes du SCRGR pour la Direction de Cabinet du Haut-Commissaire, et A. Chappellier pour la Direction Administrative (DA, Sécurité Incendie).

²¹⁷ Note de Service HC N°36, 1^{er} mars 1960.

Rapport de sûreté d'une pile «I - Caractéristiques du site Il pourra pour ce chapitre être fait référence à un document général d'étude du site. II - Description de la pile Seront décrites plus particulièrement les parties essentielles à la sûreté de marche : cœur; circuits de refroidissement (normal et secours), circuits auxiliaires éventuels (pressurisation, épuration, etc.); dispositifs de contrôle et de sécurité, appareils de chargement et de déchargement; enceinte de sécurité, lorsqu'elle existe; ventilation; filtres; lutte contre l'incendie; protection biologique, etc... III - Données nucléaires et thermiques; Les principales données nucléaires et thermiques peuvent être présentées sous forme de tableaux et de courbes dans différentes hypothèses : démarrage, marche normale (combustible neuf, combustible empoisonné), arrêt brutal. Une évaluation de la précision des valeurs fournies sera indiquée. IV - Caractéristiques de sûreté de l'installation Les facteurs intrinsèques de stabilité et d'instabilité de l'installation devront être mis en évidence. La philosophie du contrôle en sera déduite. Les facteurs supplémentaires de sécurité introduits par les automatismes et les verrouillages dûment explicités et justifiés. Les risques liés aux imperfections et défaillances possibles des dispositifs de contrôle et de sécurité seront mis en évidence. V - Etude des accidents possibles Les principaux accidents possibles dépendent étroitement du type de pile. Il sera généralement possible de distinguer les accidents libérant un certain excès de réactivité (montée intempestive des barres de contrôle, erreur de chargement ou de déchargement etc...) et les accidents dus à une défaillance du refroidissement (rupture du circuit primaire, arrêt des pompes, obturation d'un canal, etc...). Une étude particulière sera faite de l'accident maximum prévisible. Les hypothèses en seront exposées et justifiées. L'émission correspondante de produits radioactifs fera l'objet d'une évaluation aussi précise que possible. Les dangers de contamination des environs seront évalués. Une conclusion en sera dégagée concernant l'utilité ou l'inutilité d'une enceinte étanche pour la pile.»²¹⁸

L'obligation faite aux physiciens et ingénieurs de rédiger un tel rapport n'a pas été immédiatement comprise : leur réaction goguenarde peut se résumer par l'expression en cours à l'époque à propos du rapport de sûreté, qualifié de «réacteur en papier». Les premiers rapports feront une dizaine de pages, ils en comportent aujourd'hui plusieurs milliers.

3.4.4.2. Jean Bourgeois

Qui sont les personnalités nommées à la tête de cette sous-commission de sûreté des piles, et quel est en particulier le parcours de celui qu'invariablement on considère comme le «père de la sûreté» en France, Jean Bourgeois?

Il faut remarquer avant toute chose que Bourgeois et son noyau d'ingénieurs sont des hommes de l'ombre, dans la mesure où ils accomplissent leur travail loin des projecteurs. Bien qu'ayant occupé de hautes responsabilités au sein du Commissariat, Jean Bourgeois reste mal connu. Ne subsiste de lui que le fruit de son travail et de ses réflexions, la sûreté telle qu'elle existe dans le fond actuellement. C'est lui et ses hommes qui en ont défini les principes, les méthodes et les structures. Mais cette remarque est vraie plus

²¹⁸ Note de Service HC 38 du 14 janvier 1960, p. 3.

généralement pour la plupart de ces grands ingénieurs du CEA : si les noms des grands héros sont connus de tous - en fait essentiellement les grands scientifiques comme Joliot, Kowarski, Auger, Perrin, Goldschmidt, Guéron... - on ignore presque tout des chevilles ouvrières, cette deuxième génération d'hommes, rentrés au CEA au début des années cinquante, et qui vont transformer la possibilité théorique que constitue la fission des noyaux d'uranium en réalité expérimentale et industrielle.



Jean Bourgeois, Cliché CEA

Jean Bourgeois est né en 1914. Ancien élève de l'Ecole polytechnique (promotion 1935), il passe toute la guerre dans l'armée, à la Légion, puis est fait prisonnier et déporté en Allemagne. Il reprend les études à la fin de la guerre et obtient le diplôme d'ingénieur de l'Ecole Supérieure d'Electricité en 1947. Il rentre au CEA en 1950 au Service de la Pile de Châtilion, ZOE, puis rejoint le Département d'Etudes de Piles sous la houlette de Jacques Yvon. Chef de Service de la Pile de Châtilion en 1954, M. Bourgeois est en particulier responsable des études et recherches de protection des réacteurs, c'est-à-dire des études théoriques et expérimentales concernant le comportement des rayonnements dans les blindages de pile. Jean Bourgeois développe ainsi la première étude de protection de pile, à Zoé, puis sur la pile Triton, qui lui est confiée dans le même but.²¹⁹

²¹⁹ Entretien avec Georges Vendryes et Jean Bussac, 19/04/99.

En 1958 Jean Bourgeois devient adjoint d'Yvon, alors Chef du Département d'Etudes des Piles (DEP). Avec la réorganisation du CEA en mai 1959, est créée une nouvelle Direction, la Direction de la Physique et des Piles Atomiques sous la direction d'Yvon. Bourgeois est l'adjoint du Directeur, avec pour tâche particulière la mise sur pied d'une organisation spécialement consacrée à la sécurité des piles. En 1962, alors qu'Horowitz prend la tête de la DPPA, Jean Bourgeois devient chef du Département d'Etudes de Piles (DEP). Tout au long des années soixante, Bourgeois est donc à la fois le chef du Département phare du CEA pour le développement des réacteurs (le DEP), et président de la sous-commission de sûreté des piles créée au début de l'année 1960. En 1970, il crée un Département de Sûreté Nucléaire (DSN) au CEA dont il est nommé Directeur, avant de fonder en 1976 l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN). Il met un terme à ses activités professionnelles en 1978.

Au-delà même de ses compétences techniques, les témoins interrogés mettent tous l'accent sur les qualités humaines de Jean Bourgeois. Ses deux successeurs directs, auxquels selon leurs dires il a tout enseigné en matière de sûreté, lui rendent ainsi hommage à l'annonce de son décès en 1992 : «Chef du Département des Etudes de Piles en 1963, il a orienté et dirigé les travaux des équipes qui ont développé les différentes filières de réacteurs dans les années soixante : son intérêt passionné pour les problèmes techniques, sa faculté d'analyse alliés à une écoute attentive et compréhensive des hommes, ont fait de lui un véritable catalyseur de l'évolution scientifique et technique des projets de réacteurs. Si Jean Bourgeois a joué un rôle majeur dans la prise en compte de la sûreté en France, c'est parce qu'il a été d'abord un des meilleurs connaisseurs des techniques nucléaires et des nécessités du développement dans ce domaine.»²²⁰ Mais ses fils spirituels ne sont pas les seuls à faire l'éloge des qualités techniques et humaines de Jean Bourgeois : «un homme de raison, et c'est un grand compliment, qui s'occupait de la sécurité réelle» selon un Directeur de l'Équipement à EDF. Du côté de l'administration, un ingénieur des Mines qui a fait sa connaissance en 1979 reconnaît «son autorité morale et sa fiabilité de jugement sur les installations». A ses yeux, «Monsieur Bourgeois a été LA personne qui au CEA, a construit la logique des démonstrations de sûreté nucléaire.»

Il faut insister ici sur cet aspect de construction logique de la sûreté.²²¹ S'il est devenu à la mode de dire que la sûreté absolue ou le risque nul n'existent pas, cela signifie plus fondamentalement qu'il est essentiel de trouver la logique qui permet de dire qu'il faut prendre telle mesure, que dans tel domaine il faut aller plus loin dans la sûreté, et puis qu'à tel moment on considère que le niveau de sûreté est acceptable. Il faut donc construire une doctrine, une logique qui définisse ce qu'il y a à faire et qui permette de décider à quel moment le but est atteint. Cette construction logique de la sûreté a été faite dans le nucléaire en grande partie par Jean Bourgeois.

En plus, on reconnaît à Jean Bourgeois une approche très saine de l'aspect humain

²²⁰ Texte à la mémoire de Jean Bourgeois écrit par MM. François Cogné et Pierre Tanguy, dans la partie Actualités de la Revue Générale Nucléaire de mars-avril 1992, p 167, intitulé «Pionnier de la Sûreté nucléaire, Jean Bourgeois nous a quittés».

²²¹ D'après un entretien avec Michel Lavérie.

de la sûreté nucléaire : «Bourgeois s'est toujours refusé à accabler les exploitants en cas d'accident, évitant la condamnation trop facile des seuls opérateurs qui n'ont pas respecté les règles»²²². Jean Bourgeois préférait mettre l'accent sur la vulnérabilité de l'installation. Il considérait qu'une installation qui était vulnérable à un non-respect des règles était une mauvaise installation. Un dernier témoignage d'un ancien responsable du CEA, puis haut-fonctionnaire pour les questions nucléaires, puis vice-président de Framatome, résume certainement l'opinion de nombreux «nucléaristes», qu'ils aient eu, côté industrie, à soumettre leur installation à l'examen de Bourgeois ou qu'ils aient dû se reposer sur son jugement pour accorder leur autorisation côté administration : «Le CEA eut le mérite - et la chance - de pouvoir très tôt confier cette mission de limitation des risques, donc de sûreté, à un homme aussi sage que réaliste, Jean Bourgeois. On ne saurait trop souligner le rôle déterminant de M. Bourgeois. A l'époque où, de manière assez paradoxale, les Américains allaient sombrer dans une réglementation tatillonne à la française, réglementation qui allait faire le bonheur des juristes au détriment des ingénieurs, Bourgeois imposa un style d'analyses et de décisions collant tout simplement à la réalité de la matière et des hommes, bref, au sens français, un style très américain. La chance voulut encore que Bourgeois formât de brillants disciples qui lui succédèrent, Tanguy, Cogné et, plus brièvement Rastoin.»²²³

On peut dire que l'œuvre de sa vie a bien été la sûreté des réacteurs nucléaires : poussé dans cette voie par Jacques Yvon, le premier à s'être intéressé à ces problèmes, Bourgeois fera porter l'essentiel de ses efforts sur la sûreté. Alors même qu'il est chef du Département d'Etudes de Piles, son principal souci restera le petit groupe qu'il a formé²²⁴, le Groupe Technique de Sûreté des Piles (GTSP), premier noyau permanent de spécialistes de sûreté.

3.4.4.3. François de Vathaire et le GTSP

Pour animer ce groupe, Bourgeois a recruté François de Vathaire. Premier responsable du GTSP (prononcer «JetSep»), M. de Vathaire signe les premiers textes spécialement dédiés à la sûreté nucléaire. En effet, Bourgeois est à partir de 1962 responsable du DEP, le département dont la tâche est le développement des réacteurs, et c'est sur cet aspect développement que Bourgeois s'exprime lors des colloques internationaux. Il faut bien garder en mémoire que Bourgeois porte cette double casquette : développeur, et responsable de la sûreté au plan technique pour le CEA. Il incarne un peu dans sa personne cette double aspiration²²⁵.

François de Vathaire sort de l'Ecole Polytechnique, promotion 1950, dans une «petite

²²² Ibid.

²²³ Girard, Yves, Un neutron entre les dents, Editions Rive Droite, Paris, 1997, p. 144. Citons la fin du raisonnement de cet ingénieur responsable dans divers organismes de la promotion de l'énergie nucléaire, dont le style est si caractéristique de cette communauté : «Cette chance ne survécut pas au jour où il fut décidé que la sûreté atomique n'était plus une affaire technique mais une affaire politique.»

²²⁴ Entretien avec Jean Bussac, 19/04/99.

botte». il fait l'Ecole Nationale Supérieure du Génie Maritime (GM, promotion 1955) et s'occupe donc dans un premier temps de contrôler les navires pour la Marine. Il participe à l'étude du réacteur de ce qui aurait dû être le premier sous-marin nucléaire français.²²⁶ Mais ne disposant que d'uranium naturel, d'eau lourde et de glycine, ce qui ne laissait qu'un bilan de réactivité bien maigre, le projet de moteur des ingénieurs de la Marine ne sera jamais construit car trop lourd, ce qui a valu à ce navire l'inélegant sobriquet de «veau marin». C'est donc en tant qu'expert de la Marine au CEA que François de Vathaire se forme aux questions atomiques et de protection. En 1958, il est détaché par la Marine au CEA. Responsable du GTSP dès le début, c'est à la demande de M. Bourgeois qu'il est nommé adjoint au Chef du Département des Etudes de Piles en 1964, «pour permettre à M. de Vathaire d'assurer efficacement la liaison entre les différents services s'occupant de sécurité des réacteurs et de coordonner les programmes d'études».²²⁷ Ne croyant plus en l'avenir du nucléaire en France, François de Vathaire quitte le CEA en 1970 lors des réorganisations de la fin des années 60.²²⁸

3.4.4.4. Le premier cours sur la «Sûreté» pour les ingénieurs en Génie Atomique

Comme indiqué plus haut, c'est François de Vathaire qui signe dans le *Cours de Génie Atomique* le chapitre sur la sûreté des installations atomiques.²²⁹ Le cours de 1960 dont il a envoyé copie au Haut-Commissaire au tout début de l'année est très instructif : c'est un résumé, un état des lieux de ce qui se fait à ce moment-là aux Etats-Unis en matière de sûreté. Par contre, apparaît l'exposé des barrières comme méthode d'analyse de la

²²⁵ C'est ce que nous verrons plus loin, quand Bourgeois parle des marges de sécurité et de l'importance des études de sûreté pour le développement de l'énergie atomique. Il est nécessaire de bien connaître les marges de sûreté pour permettre de les réduire et ainsi diminuer les coûts des réacteurs et assurer leur compétitivité économique, sûreté et compétitivité sont liées, argumente Bourgeois.

²²⁶ D'après un entretien avec Jean Rastoin, qui suit le même parcours que M. de Vathaire. Jean Rastoin est également ancien élève de l'Ecole Polytechnique (1951), ingénieur du Génie Maritime (1956), puis expert de la Marine pour les questions de sûreté et de protection des sous-marins. Rastoin est détaché au CEA en 1958 pour suivre l'aventure des sous-marins. Après s'être occupé des protections des réacteurs français, il dirige le Département de Mécanique et de Thermique du CEA, puis l'étude des réacteurs du CEA, avant d'être nommé Directeur de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire en 1991 et de terminer sa carrière comme Inspecteur Général au CEA.

²²⁷ Note de Bourgeois, chef du DEP au cabinet du HC, 25.11.64.

²²⁸ Cela peut faire sourire aujourd'hui, mais étant donné les faibles prix du pétrole de la fin des années soixante, il était presque officiel que le gouvernement souhaitait abandonner, avec la filière UNGG, le développement du nucléaire en France. F. de Vathaire rejoint ensuite l'industrie navale privée, puis l'Institut National des Transports. Il est décédé en 1980.

²²⁹ De Vathaire, F., «Sûreté des installations atomiques», Génie Atomique, Volume I, Section C, Bibliothèque des sciences et techniques nucléaires, PUF, 1960, 22 pages. Dans le cours de Génie Atomique, Jean Bourgeois signe le chapitre sur le calcul des protections : Cf. Jean Bourgeois, «Calcul des protections des réacteurs», Génie Atomique, Tome 1, (ed. 1963), CXI, Bibliothèque des sciences et techniques nucléaires, PUF, 65p.

sûreté, dont on a vu l'inspiration britannique. A cet égard la bibliographie de l'article est révélatrice : sur 29 références, 27 sont américaines, 2 anglaises, aucune française, alors que cette bibliographie est ainsi introduite : «voici quelques exemples d'études de sûreté pour différents types de piles.» Ceci indique clairement qu'à cette époque la France n'a procédé à aucune étude de sûreté proprement dite, ou aucune étude digne d'être citée en référence.

L'introduction de ce cours s'ouvre sur un discours qui deviendra classique, arguant, en résumé, que d'autres industries sont aussi dangereuses que l'énergie atomique mais que dans ce domaine, les ingénieurs sont obligés d'être plus prudents. Les raisons de ce surcroît de prudence sont finalement étrangères au risque atomique, elles proviennent de la subjectivité de sa perception en dehors du milieu. Au passage, on retrouve quasiment mot pour mot l'introduction de la communication des Britanniques Marley et Fry à Genève en 1955. On ne peut que noter l'impressionnante permanence du discours depuis ces années-là :

«Les installations atomiques posent des problèmes de sûreté qui sont dans leur ensemble du même ordre de grandeur que ceux posés par certaines installations classiques. C'est ainsi que l'explosion dans un grand port d'un navire chargé de munitions ou d'essence, ou l'incendie d'un dépôt de gaz asphyxiants au milieu d'une ville, peuvent entraîner autant de morts, de maladies incurables ou de dégâts matériels qu'un grave incident nucléaire sur un navire ou une centrale atomique. Cependant, certains facteurs conduisent à attacher à la sûreté en matière atomique une importance encore plus grande qu'en matière classique : d'abord les répercussions psychologiques d'accidents nucléaires peuvent être plus grandes étant donné la sensibilité des opinions publiques en ce domaine. »

Il faut préciser que les installations atomiques du début des années soixante ont encore une puissance limitée : G1 offre 7MWe, G2 et G3 délivrent 40MWe. La quantité de poison contenue dans ces piles est encore limitée. Dix ans plus tard, les projets de centrale à eau légère proposeront des puissances de 900 puis 1300 MWe. La remarque de Vathaire sur la «sensibilité des opinions publiques» est plus surprenante. Il semble qu'à cette date l'énergie atomique est plutôt bien vue de l'opinion publique en France, mais également aux Etats-Unis : par exemple, le *Bulletin of The Atomic Scientists*, revue des scientifiques américains préoccupés par les conséquences pour l'humanité des applications de l'atome, s'inquiète à cette époque essentiellement du problème du désarmement et pas du tout des centrales atomiques et de leurs risques. La contestation nucléaire ne débute aux Etats-Unis qu'à partir de 1965 avec la construction des réacteurs en Californie en zone à forte sismicité. C'est sans doute la crainte des armes atomiques qui est évoquée ici. En tout cas, les responsables de la sûreté nucléaire sont conscients qu'on les guette au tournant, même si pour l'instant aucune inquiétude ne s'est exprimée dans l'opinion publique. On est conscient du fait qu'un accident ayant des conséquences graves pourrait mettre un frein voire un terme au développement de l'énergie atomique. L'exigence de sûreté est un impératif dans cette phase de démarrage pour ancrer l'acceptation par le public de cette nouvelle industrie. Vathaire ajoute une autre considération, de politique internationale cette fois : un accident pourrait avoir les implications internationales «très étendues», c'est le cas des réacteurs construits auprès des frontières, ou des visites dans les ports de navires étrangers. Un dernier point est mentionné, le peu d'expérience en

matière d'accidents nucléaires graves, qui conduit «à une grande prudence.»

Le premier chapitre du cours met souligne l'étendue des problèmes de sûreté posés par les installations atomiques : en premier lieu sont mentionnés les dangers des piles de recherche et de puissance et la nécessité d'étudier les problèmes de neutronique et de protection contre les radiations, puis viennent les problèmes d'essais de matériaux, d'enceintes et de refroidissement de secours. Sont ensuite traités les risques de criticalité pour les usines et les stockages, puis les aspects particuliers que constituent les navires à propulsion atomique, et enfin le choix des sites, la responsabilité civile et la protection financière en cas d'accidents nucléaires. Le deuxième chapitre du cours insiste sur la «nécessité d'organiser l'étude et le contrôle de la sûreté des installations atomiques».

Une première division du travail a été effectuée : certains ingénieurs se spécialisent dans le domaine de la sûreté, deviennent permanents d'une nouvelle discipline. Ils doivent justifier leur activité, convaincre les développeurs de son importance, ce qui explique l'accent mis sur la «nécessité d'organiser l'étude et le contrôle». Cela montre également que les préoccupations de sûreté proviennent du sein-même des techniciens qui au sein du Commissariat sont chargés de la promotion de l'énergie atomique.²³⁰

Le cours de Vathaire énonce de façon plus développée que dans les projets de création de la Commission les principes d'organisation de la sûreté. L'idée qu'elle est l'intérêt commun est à nouveau affirmée. La méthode de travail et l'objectif sont proposés, il s'agit d'aboutir à un accord entre les différentes parties : «La définition des règles de sûreté doit provenir de l'échelon le plus élevé. L'organisme chargé de les définir doit être de nature collégiale pour être mieux représentatif des différents intérêts en jeu, intérêts qui peuvent être contradictoires, mais qui doivent finalement se mettre d'accord dans l'intérêt commun. Il doit disposer de pouvoirs effectifs, tels que le droit de délivrer les autorisations de construction et de démarrage, d'édicter les normes de sécurité etc... Il doit enfin disposer d'experts distincts des constructeurs et capables de contrôler les différentes phases du projet, de la construction et de l'exploitation.»²³¹ Cet organisme devra alors recevoir des constructeurs un rapport préliminaire portant sur l'avant-projet, puis un rapport complet, et provoquera des inspections.

Le troisième paragraphe présente le contenu type d'une étude de la sûreté des piles sous l'optique des centrales nucléaires de puissance. Cette étude passe par une étude du site, (densité de population, considérations météorologiques, considérations

²³⁰ Un physicien théoricien du CEA, à ce titre observateur de ce que faisaient ses collègues du secteur «réacteurs», se souvient de l'accent mis sur la sûreté par ses collègues : «Une chose dont je puis témoigner et dont je suis sûr, c'est que quand j'entends dire que si il n'y avait pas eu des protestations de l'extérieur, le CEA n'aurait rien fait, ce n'est pas vrai. Les préoccupations étaient présentes partout. Tout le monde était très sensible à ces questions, beaucoup plus que dans l'industrie chimique, ça on le voyait.» Est-ce dû à une habitude de quantifier plus développée chez les gens de la physique nucléaire ?» C'est une première hypothèse, suivie d'une deuxième : «le danger des radiations est très facile à mesurer alors que la toxicité des produits chimiques l'est moins. En tout cas c'était frappant la différence de préoccupation entre les deux domaines. Ça nous a toujours frappés; ce niveau de sûreté beaucoup plus fort dans le nucléaire, mais même vis à vis des pollutions diverses. « Entretien téléphonique avec A. Messiah, 25/3/99.

²³¹ De Vathaire, F., «Sûreté...», op. cit. Soulignés par nous.

sismologiques, hydrologiques et géologiques, nécessité de zones de servitude de plusieurs centaines de mètres autour des réacteurs), une description de l'installation au regard des parties pouvant intervenir dans la sûreté, une description des données nucléaires et thermiques, des essais de réception et des règles de fonctionnement. L'étude de sûreté doit aussi mettre en évidence les facteurs de sûreté, qu'ils soient intrinsèques (coefficient de température du modérateur et le coefficient de vide, le coefficient négatif de température du combustible) ou «réalisés dans le projet». Ces derniers sont matérialisés par trois barrières en série qui séparent les poisons de l'environnement extérieur : ce sont successivement la gaine du combustible, le circuit primaire, l'enceinte extérieure éventuelle. Les risques doivent être étudiés non seulement en fonctionnement normal (la protection biologique est du ressort du SCRGR) mais aussi dans les situations accidentelles. On peut voir dans cette dernière remarque l'un des enseignements tiré de l'accident de Windscale : les capteurs de température étaient positionnés dans les régions les plus chaudes au cours des opérations normales, mais ces régions n'étaient pas celles des températures maxima pendant la libération de l'énergie Wigner. Ceci explique que l'opérateur de la pile n'avait pas su que l'uranium était plus chaud que ne l'indiquaient les lectures de températures qu'il faisait. Il avait ainsi procédé au second chauffage nucléaire qui provoqua une surchauffe de l'uranium et l'incendie des cartouches.

Le cours se termine sur l'évaluation des risques accidentels, «une des parties les plus importantes et les plus délicates du projet». Suit une définition de cette évaluation, reprenant le concept américain d'accident maximum crédible : «Elle consiste à passer en revue toutes les avaries possibles, même peu probables, et à évaluer dans chaque cas les dégâts entraînés pour l'installation et le personnel, ainsi que pour les personnes et les biens extérieurs. Ces évaluations doivent être faites sur des bases raisonnablement pessimistes. L'accident le plus grave est souvent appelé «l'accident maximum prévisible» (the maximum credible accident).»²³² Les références en matière de dose sont encore américaines. A la place du «on» il faut presque lire «Aux Etats-Unis» : «On exige de l'installation qu'elle soit conçue de façon à ce que l'accident maximum prévisible n'entraîne pas, pour les populations extérieures, une dose intégrée excessive (25 rem peut être pris pour les calculs) [25 rem «whole body» est la référence utilisée aux Etats-Unis], ceci dans des conditions météorologiques pessimistes. Suivant les résultats des évaluations faites, une enceinte extérieure peut s'imposer ou non.» Ces principes sont suivis d'une liste des principaux accidents possibles et des moyens à mettre en œuvre pour en limiter les conséquences. Ces accidents sont, par ordre d'importance, la rupture du circuit primaire, l'arrêt des pompes, la perte de source froide, l'excursion de puissance à froid, l'excursion de puissance en marche normale...

Une spécificité apparaît ici dans la méthodologie d'analyse de la sûreté des installations nucléaires en France : celle-ci passe par l'étude de différentes barrières s'opposant à la sortie de produits radioactifs de l'installation. Ce concept des barrières était évoqué dans le texte de l'Anglais Farmer présenté à Genève en 1958, mais non systématisé comme c'est le cas en France à partir de cette époque. Les successeurs de Bourgeois racontent dans leur livre comment serait né ce concept des barrières :

²³² Ibid.

«C'est un long séjour dans les camps de prisonniers qui donna à Jean Bourgeois l'idée d'utiliser des barrières pour contenir et contrôler les produits dangereux engendrés dans les installations nucléaires et de déduire de l'analyse de leur comportement en circonstances accidentelles, la justification de la protection que celles-ci offraient. Dans un camp, le problème est d'empêcher des sujets jugés dangereux de s'égarer dans les campagnes environnantes et, manifestement, les méthodes employées outre-Rhin, n'étaient pas mauvaises, du moins de ce point de vue : - Un obstacle sérieux (deux mètres de haut, deux de large et, entre les deux, un réseau de barbelés). Comme disent les militaires cet obstacle était battu par le feu; miradors protégés et munis de mitrailleuses; sentinelles patrouillant le long de l'obstacle. - L'accès à cet obstacle était interdit par un simple fil de fer tendu à une dizaine de centimètres du sol et quiconque franchissait ce fil de fer situé à cinq mètres du réseau de barbelés était abattu sans sommation. Et voilà comment fut proposée la théorie des barrières : la barrière devait constituer un obstacle et être maintenue intacte par des dispositifs agissant en ultime secours; l'accès de la barrière devait être surveillé et protégé par une marge de sécurité, toute entrée dans cette marge devant être détectée et déclencher une action.»²³³

Cette méthode des barrières est souvent illustrée par l'image des poupées russes. Mise au point pour les réacteurs de la filière graphite-gaz, elle sera utilisée par la suite sur les réacteurs à eau légère.

3.4.4.5. L'organisation de la sûreté au CEA

Un deuxième texte fondateur²³⁴, daté de Juin 1961, permet de préciser encore les conceptions des précurseurs français en matière de sûreté. Intitulé «Procédure administrative utilisée en France pour l'obtention des licences d'exploitation de piles», il est signé par Jean Bourgeois et François de Vathaire. Comme il est d'ailleurs rappelé en introduction, à cette date, il s'agit de l'organisation de la Sûreté au Commissariat à l'Energie Atomique, qui est le seul en France à posséder des piles atomiques. Mais ce texte est au plus haut point intéressant car l'élaboration d'une réglementation nationale est en cours, et elle s'inspire de l'organisation du CEA.

Dans une première partie consacrée aux principes d'organisation de la sûreté, les auteurs rappellent que ces principes «s'inspirent» des exemples Anglais et Américains. Suit le détail de ces principes, dont on peut citer de larges extraits, tant ils jettent les fondements de ce que sera l'organisation de la sûreté en France, même lorsque d'autres acteurs que le CEA seront impliqués dans les affaires nucléaires.

«Il est demandé au constructeur de toute pile d'effectuer une étude des accidents prévisibles et de démontrer que, dans les pires hypothèses envisageables raisonnablement et compte tenu des dispositions de sécurité prises dans la construction, les dangers restent dans des limites acceptables.» La référence aux débats qui ont eu

²³³ Jean Bourgeois, Pierre Tanguy, François Cogné, Jean Petit, *La sûreté nucléaire en France et dans le monde*, Polytechnica, Paris, 1996, p. 154.

²³⁴ CEA, Sous-Commission de Sûreté des Piles, Rapport N°118/023, juin 1961.

lieu aux Etats-Unis est très claire : c'est la question longuement débattue Outre-Atlantique du compromis à trouver entre l'éloignement des sites et les «engineered safeguards», ce que les auteurs appellent les «dispositions prises dans la construction». Mais les normes ne sont pas fixées, les dangers doivent rester dans des limites «acceptables», acceptables par la CSIA, les bases ou les critères d'acceptabilité ne sont pas mentionnés. Le texte poursuit : «Cette étude constitue le «rapport de sûreté». Ce rapport est présenté à la Sous-Commission de Sûreté des Piles qui l'étudie, émet à son sujet un avis technique et le transmet à la Commission de Sûreté des Installations Atomiques, en vue de l'obtention de la licence.» Ce rapport de sûreté est en effet une originalité du domaine nucléaire, où l'on doit démontrer a priori que l'on a bien étudié l'ensemble des dangers - tels qu'on les perçoit à l'époque donnée - pour pouvoir envisager la construction d'une installation. La sous-commission émet un avis «technique», elle est simplement l'expert qui évalue à l'aune de ses compétences, mais n'a pas le pouvoir de décision. C'est la commission elle-même qui, sur la base de cet avis, décide. Le texte précise les étapes de l'évaluation : «En fait, il y a généralement deux stades : un premier vers la fin du projet de la pile, auquel correspondent le rapport préliminaire de sûreté et l'autorisation de construction, et un second vers la fin de la construction, auquel correspondent le rapport de sûreté définitif et la licence d'exploitation. Cette procédure présente un double avantage pratique : elle permet d'effectuer une étude préalable des accidents possibles et des moyens propres à en limiter les conséquences : d'autre part elle permet des échanges de vue fructueux, grâce aux discussions entre experts du projet et experts de la Sous-Commission de Sûreté des Piles.» C'est là une constante caractéristique de gestion de la sûreté nucléaire en France, basée sur l'expertise du constructeur qui plaide, sur l'expertise technique de sûreté qui émet un avis devant l'autorité qui tranche, tout cela dans un dialogue permanent. Toute cette procédure est un processus où le dialogue a une importance cruciale, où l'on est forcé de rechercher le consensus, puisqu'il n'est pas question d'appliquer des normes fixées (elles n'existent pas). Il s'agit, dans le cas de l'étude des accidents par exemple, de démontrer, sur la base «d'hypothèses», «les pires raisonnablement envisageables», que les solutions envisagées sont adéquates. Dans le flou ou l'arbitraire des différentes hypothèses envisageables, il est primordial de disposer d'une méthode d'évaluation, et c'est Jean Bourgeois qui met en place en France cette démarche qui permet de juger de la démonstration de sûreté : quels types de démonstrations, d'hypothèses sont acceptables, et la méthode «des barrières» est le pivot de cette analyse.

Le rapport de sûreté définitif est complété par les consignes générales d'exploitation, dont il est tenu compte pour l'obtention de la licence d'exploitation. Enfin, les auteurs précisent que toute modification éventuelle de l'installation ou des consignes fait l'objet d'un additif à la licence d'exploitation.

La Sous-Commission de Sûreté des Piles dispose en juin 1961 d'un Groupe de Travail permanent siégeant à la Direction de la Physique des Piles Atomiques, dont le personnel s'est légèrement étoffé puisqu'il comprend désormais une dizaine de personnes. Parmi la liste indiquée des accidents possibles à étudier, il est encore fait référence à la notion américaine de «l'accident maximum prévisible», «l'accident qui pourrait entraîner les plus graves conséquences du point de vue de l'émission de

radioactivité à l'extérieur». Une étude particulière doit lui être consacré.

Cette notion d'accident maximum prévisible, adoptée dans un premier temps comme critère d'acceptabilité d'une installation, sera critiquée plus tard par les Anglais et les Français, avant d'être plus ou moins abandonnée formellement par toute la communauté nucléaire.

3.4.5. Les autres sous-commissions : criticité, contamination, sites, transport

La Sous-Commission de Sûreté des piles est la première créée, mais elle est rapidement suivie par la mise en place de quatre autres sous-commissions car d'autres risques que des dysfonctionnements de piles sont en cause : le deuxième risque identifié dès le départ et dont l'étude est confiée à une sous-commission - la Sous-Commission des Masses Critiques²³⁵ - concerne le danger de criticalité.

La criticalité (traduction de l'Anglais «criticality») - le terme sera francisé en 1964 en «criticité» - est la propriété qu'ont les matières radioactives fissiles de développer une réaction en chaîne divergente. Le milieu est alors dit surcritique. Ce processus qui est exploité dans les réacteurs atomiques, s'il survient de façon imprévue, conduit à ce qu'on appelle un accident de criticité. Il peut se déclencher lorsque certaines conditions de géométrie, de masse, de concentration des produits fissiles sont réunies : elles dépendent de la présence ou de l'absence de certains corps absorbants ou de réflecteurs. Ces situations peuvent se produire notamment lors du traitement et de la manutention de l'uranium naturel ou enrichi ou du plutonium dans les installations chimiques ou métallurgiques par exemple. Avec les accidents de réacteurs dus à des excès de réactivité comme à Vinca ou de refroidissement comme à Windscale, la deuxième grande cause de décès dus à des irradiations depuis 1945 provient d'accidents de criticité.

Un mois après l'accident de Vinca en Yougoslavie en octobre 1958, c'est à Los Alamos qu'un technicien en train de procéder à la récupération de plutonium dans des déchets liquides, par une méthode dite d'extraction au solvant, est victime à son tour d'un accident de criticité. Le récipient dans lequel il opère était censé ne contenir que quelques centaines de grammes de plutonium, il en contient en fait, suite à une erreur de bilan, plus de 3 kg. Alors qu'il met en route l'agitateur qui doit mélanger les différentes phases, une détonation se produit, un éclair bleu : le technicien reçoit une irradiation de 10 000 rads, il ne survit que 36 heures.

La nécessité de se préoccuper de ces risques et en particulier de leur détection devient plus urgente : la production croissante de matières fissiles et leur usage de plus en plus important dans des réacteurs de puissance et de recherche entraînent une augmentation correspondante de la manutention et du traitement de ces matières. C'est donc sur ce risque de criticité que doit se pencher la nouvelle sous-commission.

Comme pour la précédente sous-commission, sont membres titulaires de la SCMC les représentants des différentes directions du CEA. Proposés par les Directeurs, ils sont nommés par la CSIA. Président et secrétaire seront choisis dans la DPPA ou la DI. Les

²³⁵ Note de Service HC N°37, 1er mars 1960.

moyens de la Sous-Commission des Masses Critiques proviennent du DEP et du Département Industriel, elle dispose notamment d'un groupe de théoriciens et d'ingénieurs utilisant les moyens de calcul du DEP, d'un groupe d'expérimentateurs utilisant les moyens existant à Proserpine et les moyens de la Direction Industrielle, et de l'aide éventuelle de certains départements spécialisés.

Le premier président de la sous-commission est Robert Galley, Chef du Département de Construction des Usines de la Direction Industrielle. Il a été à ce titre responsable de la construction de l'usine d'extraction du plutonium de Marcoule (1955-1958), et il dirige l'usine de séparation isotopique de Pierrelatte depuis 1958.

Les deux sous-commissions créées ne couvrent pas tous les risques des installations nucléaires. En particulier, les dangers qui résulteraient de la dispersion de produits radioactifs ou même de produits chimiques fortement toxiques, à la suite d'événements autres que des accidents de criticalité (responsabilité de la SCMC), ou d'incidents de fonctionnement de piles (SCSP) ne sont pas de la compétence normale de ces deux sous-commissions. C'est pourquoi il est proposé ²³⁶ en février 1960 de créer une sous-commission spéciale des risques chimiques et radiotoxicologiques. La définition de l'ensemble des facettes du risque nucléaire n'est à l'évidence pas spontanée, ni même les termes qui le décrivent. C'est pour tenir compte de cette source de risque qu'est créée la troisième sous-commission, qui est intitulée «Sous-Commission des Risques de Contamination Chimique ou radioactive» ²³⁷, le 1^{er} mai 1960. Son premier président est M. Sartorius ²³⁸. Il sera remplacé à partir de mars 1961 par Pierre Régnaut, qui a fait partie de l'équipe de chimistes ayant extrait les premiers grammes de plutonium sous la direction de Goldschmidt. Mais la distinction de ses attributions d'avec celle des autres sous-commissions n'apparaît pas clairement de prime abord : «La Sous-Commission doit-elle s'occuper des risques de contamination dus à la marche normale des installations (rôle semble-t-il du S.C.R.G.R.), ou des risques dus à des événements anormaux tels que : feu, explosions chimiques, bris d'appareils (par exemple par corrosion), secousses sismiques», s'interroge son premier président. La réponse qui est apportée est qu'il s'agit d'étudier les dangers importants, et non les risques quotidiens pour lesquels suffisent normalement les Services ou Section de Protection contre les Radiations des Centres. M. Perrin conseille «que la Sous-Commission s'attache d'abord aux problèmes et aux risques les plus importants: sa doctrine se précisera et s'affermira à l'usage.» ²³⁹

Vathaire trois ans plus tard explique de quoi il retourne dans un cours :»Il s'agit d'un type d'accident de contamination qui peut se produire dans un laboratoire ou un atelier traitant des substances radioactives, par exemple du plutonium ou des produits de fission.

²³⁶ PV CSIA, 11 février 1960. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F5 26 55.

²³⁷ Note HC 41 du 1er mai 1960.

²³⁸ X 1942, M. Sartorius est ingénieur du Corps des Poudres, docteur en sciences et chimiste.

²³⁹ PV CSIA du 1er juillet 1960.

Un incendie ou une explosion chimique se produisant dans le bâtiment peut entraîner l'incendie d'un filtre ou la destruction d'un récipient contenant des produits actifs. A Oak Ridge les Américains ont eu une série noire en 1956/60, avec trois accidents de ce genre dont certains eurent des incidences financières importantes par suite des décontaminations qu'ils rendirent nécessaires. Lors de l'un de ces incidents, il s'est produit un phénomène assez curieux. Il s'agissait de plutonium qui fut envoyé dans l'atmosphère par suite d'une explosion chimique dans un atelier. Il y avait une pile à côté de l'atelier et son atmosphère était en dépression. Evidemment, une partie du plutonium pénétra dans le hall de la pile et contamina les murs et le sol; il y eut ensuite beaucoup de difficultés pour décontaminer la pile et la remettre en marche.»²⁴⁰

Après la création des Sous-commissions de sûreté des piles, des masses critiques et des risques de contamination chimique et radioactive, sont créés deux nouvelles sous-commissions. La quatrième, instaurée le 1^{er} septembre 1960, est intitulée Sous-Commission de Sûreté des Sites. Elle est placée sous la responsabilité du SCRGR.²⁴¹ Son président est Francis Duhamel. En Février 1962, sera créée une Sous-commission de Sûreté des Transports.²⁴²

Au début de l'année 1960, les structures d'examen des dangers des réacteurs atomiques sont mises en place au sein du CEA. L'influence américaine et britannique a été fondamentale dans la prise de conscience de la nécessité d'organiser la sûreté au sein du CEA. La pression des organisations internationales, le rôle des accidents ont également joué un rôle majeur. Une Commission de Sûreté des Installations Atomiques présidée par le Haut-Commissaire est chargée d'évaluer les mesures prises pour assurer la sûreté des installations du Commissariat. Elle dispose de cinq sous-commissions spécialisées dans les cinq domaines de risque identifiés : les piles, la criticité, la contamination, les sites et les transports. La sûreté des piles est confiée à une sous-commission disposant d'un groupe permanent d'ingénieurs. Les bases méthodologiques sont également posées. Il reste à explorer comment vont s'établir les rapports entre ces examinateurs et les responsables des projets, dans un premier temps au sein du commissariat, puis au contact des différentes organisations qui se mêlent de questions nucléaires, que ce soit au niveau de l'industrie privée, ou du producteur national d'électricité.

²⁴⁰ F. de Vathaire, «La sûreté des piles atomiques», Génie Atomique, INSTN, 1963, CXI, p. 8.

²⁴¹ Note HC44 du 1^{er} septembre 1960.

²⁴² Note de service HC71 du 2 février 1962.

PARTIE II : L'élaboration d'une doctrine et l'institutionnalisation de la sûreté en France (1960-1970)

Chapitre 4. L'institutionnalisation de la sûreté au sein du CEA : l'examen par la Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) des piles du CEA

4.1. Introduction : le rôle de la commission

Au début de l'année 1960, les structures d'examen des dangers des réacteurs atomiques ont été mises en place au sein du CEA, sous la forme d'une Commission de Sûreté des Installations Atomiques. Il ne s'agit pas d'une instance consultative de «sages» mais d'une assemblée qui détient un pouvoir et qui regroupe d'éminents spécialistes de l'énergie nucléaire, les grands directeurs du CEA, sous la présidence du Haut-commissaire. La commission s'appuie sur cinq bras séculiers, les sous-commissions

chargées respectivement de la sûreté des piles, des masses critiques, des risques de contamination chimique ou radioactive, des sites, et des transports. Nous nous intéresserons presque exclusivement à la plus importante de ces sous-commissions, la sous-commission de sûreté des piles (SCSP) placée sous la responsabilité de Jean Bourgeois. Elle dispose d'un groupe permanent d'ingénieurs, le Groupe Technique de Sûreté des Piles. Les bases méthodologiques d'examen de la sûreté sont posées grâce aux exemples américain et britannique. Il reste à examiner comment vont s'établir les rapports entre ces examinateurs et les responsables des projets, dans un premier temps au sein du commissariat, puis au contact des différentes organisations qui s'intéressent progressivement aux questions nucléaires.

4.1.1. Francis Perrin et le fonctionnement de la CSIA

Francis Perrin présidera toutes les réunions de la Commission sans exception. Successeur en 1951 de Frédéric Joliot comme Haut-commissaire, il occupe ce poste pendant vingt ans. De 1960 à 1970, c'est sous sa haute autorité scientifique qu'est examinée la sûreté des piles du CEA, puis celles d'autres organismes. Pendant cette période, la Commission reste le seul organisme compétent en France.

Le président de la commission n'est pas un novice en matière d'énergie nucléaire. Né en 1901, fils du prix Nobel de physique 1926 Jean Perrin, il est l'une des grandes figures de la physique des années 30 en France. Reçu à l'Ecole Normale Supérieure à seize ans et demi, agrégé de physique à 22 ans, il obtient une thèse de mathématiques en 1928 pour une «étude mathématique du mouvement brownien», et l'année suivante une thèse en physique sur la «fluorescence des solutions» avec pour présidente de jury Marie Curie. Outre ses travaux sur la radioactivité bêta négative et bêta positive, sur le neutrino, ou sa théorie permettant d'expliquer les fortes probabilités d'absorption des neutrons très lents par certains noyaux, il est aux côtés de Joliot, Halban et Kowarski l'un des grands pionniers de la réaction en chaîne grâce à ses calculs de masse critique. En 1945, il est l'un des quatre premiers commissaires du CEA. Professeur au Collège de France à partir de 1946, il est élu à l'Académie des Sciences en 1953. Il préside la deuxième conférence internationale de Genève en 1958.



Francis Perrin (Cliché CEA)

La première réunion de la Commission se tient le 11 février 1960, 69 rue de Varenne, sous la présidence du Haut-Commissaire.²⁴³ Les réunions ont lieu de façon régulière tous les trois mois, à quoi s'ajoutent quelques séances extraordinaires. Les séances se déroulent à l'identique : le président de chaque sous-commission expose les activités de son groupe devant les membres de la Commission, composée par les responsables des directions du CEA. Lors de la première réunion par exemple, sont présents, outre le Haut-Commissaire Francis Perrin, M. Baissas (pour la Direction du Cabinet du Haut-Commissaire), M. Taranger (Direction Industrielle), M. Yvon (Direction de la Physique et des Piles Atomiques). M. Gemahling représente M. Piatier (Direction des Matériaux et des Combustibles Nucléaires) empêché. M. Bourgeois est également présent, seul président de sous-commission nommé à cette date. M. Long assure le secrétariat.

Le constat d'un manque de moyens face à la tâche à accomplir s'impose aux sous-commissions dès la fin de la première année de fonctionnement de la CSIA. Un dernier point à l'ordre du jour de la réunion du 21 décembre 1960 évoque les contacts franco-britanniques en matière de sûreté : M. Bourgeois expose les conditions «très favorables» dans lesquelles a commencé une collaboration franco-britannique dans le domaine de la sûreté des piles. Il ne manque pas de souligner les moyens importants dont dispose M. Farmer, chargé du Service de Sûreté des piles de l'UKAEA, soit 85

²⁴³ PV CSIA, Séance du 11 février 1960. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire. Boîte F5 26 55.

personnes à temps plein. Il envisage la nécessité à brève échéance de l'augmentation du personnel dont il dispose pour les études de sûreté. Le GTSP compte en effet 3 ingénieurs en juillet 1960; il comprendra 15 ingénieurs et physiciens à Saclay en 1964, une trentaine d'ingénieurs en 1967, alors répartis entre Saclay et Cadarache. Les services de M. Farmer sont également prêts à collaborer avec la Sous-Commission des Masses Critiques en matière de criticalité souligne M. Galley.

4.1.2. La création de la CSIA : une heureuse initiative

La création de la Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) au début de l'année 1960 est une initiative heureuse. Elle va permettre de déceler un certain nombre de problèmes qui s'ils étaient restés de la seule compétence des différents services, n'auraient pas trouvé la solution qui va leur être donnée. La création de cette commission va jouer dans le sens d'une nette amélioration de la sécurité des différentes piles, grâce à la formation d'une véritable méthodologie de la sûreté, s'appuyant sur des études plus précises. Il est important de noter que la Commission de sûreté ne comporte pas qu'un aspect réglementaire : elle dispose certes, à l'intérieur du CEA, du pouvoir de délivrer ou de refuser les autorisations de construction ou de fonctionnement, mais surtout, elle oriente le travail des sous-commissions, dont l'activité ne peut reposer que sur un certain nombre d'études particulières, spécialement consacrées aux problèmes de sûreté. Et ces études, comme le reste du travail mené par le CEA ont trait à des problèmes essentiellement techniques et scientifiques. De ce fait, la seule façon pour les sous-commissions de ne pas apparaître comme des gendarmes, et de justifier leur existence, est un haut niveau de compétence technique. Les sous-commissions doivent perfectionner leurs connaissances dans leur champ de compétence particulier - la sûreté - par le lancement de programmes de recherches et d'études, apportant par là-même leur contribution au progrès des connaissances en matière d'énergie nucléaire.

En d'autres termes, avant de pouvoir établir des normes, il apparaît nécessaire d'avoir une connaissance précise des conditions de fonctionnement des installations. Il faut qu'un consensus technico-scientifique se dégage sur les bases-mêmes des phénomènes physiques en jeu, tel est l'état d'esprit des hommes du CEA.

Lors de la première séance de la commission qui est consacrée à l'organisation du travail, la discussion sur les modalités d'intervention de la Commission ou des sous-commissions montre l'unanimité des participants sur ce point. C'est ce que note le compte-rendu de la séance : «L'avis général est qu'une collaboration constante et confiante des sous-commissions et des maîtres d'œuvres sera indispensable, pour ne pas tomber dans un formalisme susceptible de freiner les réalisations. M. le Haut-Commissaire insiste sur la nécessité d'un travail continu et en commun.»²⁴⁴

Ce sera l'état d'esprit et l'attitude constante de Jean Bourgeois par la suite, qui se souvient des leçons qu'il avait tirées de la visite de son service en 1959 par une commission de sécurité, alors qu'il allait être chargé par Yvon, très peu de temps après, d'organiser la sûreté au CEA : «J'avais déjà compris que pour être admis par un exploitant il fallait traiter directement avec lui, et surtout amener avec soi des ingénieurs qualifiés

²⁴⁴ PV CSIA, séance du 11 février 1960. (Souligné par nous).

capables d'offrir plus une aide qu'une critique. J'avais aussi compris qu'aider quelqu'un chargé d'accomplir un travail difficile relevait du simple bon sens, et que compliquer sa tâche ne pouvait être que le fait d'une administration inutile. Voilà pourquoi j'ai pris soin de choisir le personnel adéquat dans mon entourage immédiat et dans les autres directions scientifiques. J'ai eu la chance d'être aidé efficacement par plusieurs directeurs amis.»²⁴⁵

Dans le même ordre d'idée, résumant le fonctionnement et les premiers mois d'activité de la Sous-Commission de Sûreté des Piles, Bourgeois rapporte en juillet qu'elle s'est réunie deux fois par mois depuis février, qu'elle s'appuie sur un groupe de travail de trois ingénieurs qui recueillent la documentation et l'étudient. Et, précisant les conditions de leur travail, il ajoute : «Ils apportent leur aide aux ingénieurs chargés des projets, assistent aux réunions de projets et participent aux études. Ils font, au bénéfice de la Sous-Commission, la synthèse des études et documents.»²⁴⁶ C'est cette attitude de dialogue technique, dont les témoignages disent qu'il l'a privilégiée toute sa vie, qui fait que Bourgeois sera reconnu, voire apprécié, de l'ensemble de la communauté nucléaire.

Dans ce début des années soixante, l'énergie nucléaire est loin d'être une technologie d'utilisation courante. Tous les paramètres techniques ne sont pas établis par des décennies de fonctionnement. On ne dispose pas d'une expérience cumulée qui aurait permis de découvrir les différents domaines de fonctionnement acceptables ; l'expérience du fonctionnement normal ou des accidents n'a pas encore permis de définir les marges de sécurité raisonnables, ni trop faibles ni excessives. Cette démarche «historique» de la sûreté avait accompagné tous les développements techniques jusque-là : on tirait les enseignements de l'histoire des accidents du passé pour ne pas les reproduire. Dans le cas de l'énergie atomique, les développeurs dans tous les pays ont voulu épargner à la collectivité les accidents qui accompagnaient ce type d'apprentissage par essais-erreurs. Parmi d'autres, l'un des fondateurs du programme atomique britannique résume cette volonté de la communauté nucléaire : «Toutes les autres technologies du domaine de l'ingénieur ont progressé non sur la base de leurs succès mais sur la base de leurs échecs... L'énergie atomique doit renoncer à cet avantage...»

²⁴⁷

Malgré cette ambition, l'énergie atomique ne fera pas l'économie des accidents, et ceux-ci feront fortement progresser la sécurité dans ce domaine également. Mais en ce début des années soixante, même si d'énormes progrès ont été réalisés depuis le début des années cinquante²⁴⁸, de nombreuses incertitudes scientifiques et techniques demeurent. La forme d'organisation de la Commission, où les représentants des différentes directions du Commissariat peuvent échanger leur point de vue, est à ce titre

²⁴⁵ J. Bourgeois, P. Tanguy, F. Cogné, J. Petit, La sûreté nucléaire en France et dans le monde, Paris, Polytechnica, 1995, p. 151.

²⁴⁶ PV CSIA, Séance du 1/7/60. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire. Boîte F5 26 55.

²⁴⁷ Hinton, C., The Future of Nuclear Power, Axel Ax : Son Johnson Lecture, Stockholm, 15 March 1957, cité par F.R. Farmer, «A Review of The Development of Safety Philosophies», Annals of Nuclear Energy, Vol. 6, 1978, pp. 261-264, p. 262. Le texte original est le suivant : «All other engineering technologies have advanced not on the basis of their successes but on the basis of their failures... Atomic energy must forego this advantage...»

idéale pour ces confrontations sur l'état d'avancement des travaux scientifiques et techniques, sans la connaissance desquels il est illusoire de parler de sûreté.

En même temps qu'évoluent les connaissances des technologies de l'énergie atomique, les critères de sûreté s'affinent; des normes, des critères de «bonne pratique» se mettent progressivement en place. C'est ce cheminement dont témoignent les différentes séances de la CSIA, entre 1960 et 1967.

4.2. L'examen de la sûreté des piles expérimentales du Commissariat

4.2.1. Examen des autorisations de fonctionnement des piles : renforcement des exigences de sûreté et nécessité d'études complémentaires

Les travaux de la Sous-Commission de Sûreté des Piles (SCSP), première sous-commission créée, occupent l'essentiel de l'activité de la Commission : son rapport en séance fait, la plupart du temps, l'objet du premier point de la séance. Rarement moins de la moitié de la réunion lui est consacrée, car son champ d'activité couvre la prévention des accidents des piles atomiques, parmi lesquels ceux que l'on peut qualifier d'accidents majeurs.

Lors des premières séances, la Commission procède tout d'abord à la régularisation d'un certain nombre de situations. En particulier, certaines dispositions tolérées jusque-là, ne sont plus jugées satisfaisantes par l'organisme chargé de l'expertise de la sûreté.

4.2.1.1. Rubéole II et les normes de protection

L'un des premiers problèmes traités est celui de la protection biologique des installations qu'il s'agit de normaliser. En effet, jusqu'aux accidents de Vinca d'octobre 1958 en Yougoslavie et d'Alizé en 1959, aucune règle de sécurité formalisée n'existait concernant la protection biologique des expériences critiques et sous-critiques en France²⁴⁹ : aucune norme n'existait sur les dimensions, la nature des parois entourant les expériences afin de limiter les doses de rayonnements auxquels les expérimentateurs pouvaient être exposés. Le 21 décembre 1960, la Commission est amenée à discuter des hypothèses adoptées pour le calcul des protections qui viennent d'être installées sur Rubéole II : il est décidé qu'une excursion de puissance de 10^{18} fissions devra provoquer une exposition maximale d'1 rem pour le personnel placé au tableau de commande. Ce n'est que sous cette condition que l'autorisation de mise en exploitation est accordée par la Commission. Mais cette norme ne fait pas l'unanimité, ni quant au nombre de fissions susceptibles de

²⁴⁸ Comme en témoigne Pierre Bacher dans la brochure «Hommage à Jules Horowitz» du CEA, hommage rendu le 13 juin 1996 à Saclay : «Au début des années 50, la seule quasi-certitude était que l'on pouvait faire marcher un réacteur UNGG avec un combustible Ø 26 à 28 mm, et un pas carré de 200 mm, à condition de disposer d'un graphite de bonne qualité (s# 4 mbarn), de ne pas trop pousser les températures, la puissance spécifique et le taux de combustion du combustible. Dix ans plus tard, on construisait des réacteurs de 500 MWe[...]» (p. 34)

²⁴⁹ F. de Vathaire, «La sûreté des Piles Atomiques», Cours de Génie Atomique, CXI, INSTN, 1963, p. 17.

se produire, ni sur la dose admissible. C'est pourquoi il est demandé à la Sous-Commission de Sûreté des Piles de continuer à étudier la valeur maxima du nombre de fissions possibles pour une excursion de puissance suivant les milieux, en tenant compte en particulier des renseignements que l'on peut recueillir à l'étranger et notamment en Grande-Bretagne. D'autre part, la Commission suggère de demander l'avis du Service d'Hygiène Atomique et de Radiopathologie (SHARP) sur la dose tolérable en cas d'accident.

Cette discussion illustre à nouveau l'aspect dual du risque nucléaire : le lien entre la source physique de l'émission des rayonnements et la nocivité de ces rayonnements. Toutes les incertitudes se cumulent : que ce soit sur l'évaluation des causes, le nombre de fissions qui est du domaine des physiciens, ou sur l'évaluation des conséquences biologiques qui sont du ressort des médecins.

4.2.1.2. Crésus, Alizé II : renforcement des conditions d'exploitation

L'examen par la commission du fonctionnement des installations conduit dans certains cas à un renforcement des conditions d'exploitation.

L'expérience du nom de Crésus en témoigne. Elle avait reçu une autorisation provisoire, et son fonctionnement vient de s'achever sans incident. Se pose alors la question du renouvellement de son autorisation. Lors de la séance du 21 décembre 1960, M. Bourgeois souligne que la Sous-Commission ne pourra plus à l'avenir donner son accord à des expériences de cette nature, ne comportant qu'une commande manuelle des barres de sécurité. L'exigence de systèmes de sécurité automatiques recueille le plein accord du Haut-commissaire.

Un renforcement des conditions d'exploitation est également la conséquence de l'examen d'Alizé II : il conduit à focaliser les investigations sur deux points jugés dangereux, et amène la Commission à autoriser le fonctionnement de la pile, mais sous des conditions plus draconiennes. Le circuit hydraulique tel qu'il était dessiné permettant une introduction accidentelle de réactivité par fuite à l'échangeur, la sous-commission demande que le circuit soit complété par un verrouillage entre la commande de la vanne d'arrivée d'eau de ville et la commande de la pompe de circulation. Toutefois, en attendant cette modification, la Sous-Commission propose d'accorder une autorisation provisoire à l'installation si on la munit d'une signalisation appropriée de la position de la vanne. De même, les rideaux de sécurité n'ayant pas un «fonctionnement sûr» pour des intervalles faibles, la Sous-Commission propose de n'autoriser le fonctionnement de la pile que pour des intervalles sensiblement plus importants, en attendant la réalisation de nouveaux rideaux, en cours d'essais.

4.2.1.3. Peggy et G2-G3 : droit de veto de la SCSP

La Sous-Commission de sûreté a été chargée lors de sa création de rédiger, sous forme de projets, les décisions du ressort de la Commission. Mais entre deux réunions de la Commission, la Sous-commission dispose du pouvoir d'arrêter une installation dont elle jugerait que le fonctionnement n'est pas assez sûr. Ce fut le cas notamment pour l'installation Peggy, autorisée par le Haut-Commissaire, qui a dû être arrêtée par suite du

mauvais fonctionnement du système de chute des barres de contrôle. La Commission confirme lors de la séance suivante²⁵⁰ la suspension de la pile, jusqu'à ce que les essais que le Président de la Sous-Commission a exigés pour le nouveau système soient terminés, de manière satisfaisante. La sous-commission et son président disposent donc d'un réel pouvoir lorsqu'elle estime qu'une installation n'est pas suffisamment sûre. Par ailleurs, toutes les autorisations délivrées par la Commission cessent d'être valables en cas d'accident sérieux, et si de tels accidents se produisent, la commission exige de réexaminer les autorisations.

Cette position est réaffirmée lors de l'examen de G2-G3 à propos de l'autorisation pour une expérience d'irradiation de lithium et d'élévation de température dans ces piles²⁵¹. L'irradiation du lithium dans G2-G3, qui doit permettre de tester les qualités d'un nouveau type de cartouche, pose un certain nombre de questions en matière de sûreté, et la Commission avait posé comme préalable à l'autorisation de l'expérience de connaître le résultat de plusieurs études. Celles-ci ont été examinées par la Sous-Commission qui préconise, sous certaines conditions, l'autorisation de l'expérience. M. Bourgeois est forcé de constater qu'en ce qui concerne le système de détection de rupture de gaines (DRG) par les produits de fission provenant d'uranium inséré dans la cartouche, les essais menés jusque-là ont été «infructueux» et que l'étude de ce système doit être poursuivie. Il envisage comme possible un système cette fois basé sur la détection du tritium, dont la mise au point et les essais doivent se poursuivre par la collaboration entre le Centre de Marcoule et le Service de Protection contre les Radiations (SPR) de Saclay.²⁵² Malgré ces doutes, la Commission autorise l'expérience envisagée, le Haut-Commissaire insistant néanmoins sur la nécessité de pousser les études et d'aboutir rapidement, en particulier pour ce qui concerne les études de Détection de Rupture de Gains.

Les progrès dans les études effectuées depuis la séance précédente sont exposés trois mois plus tard.²⁵³ Ces études permettent de conclure que les faibles ruptures de gaines d'une ou plusieurs cartouches aluminium-lithium ne sont pas susceptibles d'être détectées. Seules les ruptures très importantes seront sans doute détectées mais elles sont peu probables. Après discussion, la Commission modifie sa décision initiale sur l'irradiation de lithium dans G2-G3 pour permettre des irradiations prolongées au-delà de trois mois, mais sous réserve qu'un dispositif de mesures continu ou discontinu permette

²⁵⁰ PV CSIA, Séance du 15 mars 1961.

²⁵¹ Ibid.

²⁵² Les Services de Protection contre les Radiations des centres nucléaires sont issus en 1958 du Service de Contrôle des Radiations et de Génie Radioactif (SCRGR). Les premiers ont été créés à Fontenay-aux-Roses et à Saclay, suivis de ceux de Marcoule et de Grenoble. Au cours des années soixante, les Services de Protection Radiologique ont été chargés d'assurer la radioprotection dans les installations, la surveillance de l'environnement, la mise au point de l'instrumentation et les mesures de doses, l'intervention en cas d'accident, la formation, la métrologie des rayonnements et le traitement des déchets radioactifs. L'instrumentation est donc l'une des tâches essentielle des SPR. Celle-ci prend une ampleur telle qu'est créé en 1964 un Comité d'Instrumentation en radioprotection pour coordonner les études et les essais.

²⁵³ PV CSIA, Séance du 27 juin 1961.

d'évaluer la quantité globale de tritium contenu dans les CO₂ de chaque pile. Cette quantité ne devra pas dépasser 100 Curie, tandis qu'une chambre de mesure de tritium sera disposée sur un des canaux d'irradiation de lithium. En outre, à la demande de la Sous-Commission de sûreté des piles, la Commission prescrit que l'enveloppe d'acier inox des cartouches Alu-Li soit soumise aux mêmes épreuves d'étanchéité que la gaine Alu.

Accord est donc donné à la poursuite d'expériences se rapprochant des limites de sécurité, avec en contrepartie l'amélioration des moyens de détection. Inversement, la solution consistant à mesurer les fuites éventuelles à l'aide du tritium, tout en améliorant la sûreté, autorise les expérimentateurs à pousser plus avant leurs investigations. Le niveau de sûreté est donc la résultante d'une évaluation de ces deux facteurs, risque pris dans les expériences et dispositifs de sécurité mis en œuvre : une plus grande prudence autorise une plus grande prise de risque.

4.2.1.4. Le hall de Mélusine

L'analyse par la Sous-Commission des diverses installations conduit généralement à un renforcement des mesures de sécurité, et en particulier après l'examen des différents accidents susceptibles de se produire. C'est le cas avec la pile Mélusine, à Grenoble.²⁵⁴ M. Bourgeois²⁵⁵ remarque que la sécurité de la Pile repose plus sur la compétence du personnel qui conduit la pile que sur des dispositifs de sécurité efficaces. Il indique dans les faits, toutes les sécurités basées sur la mesure de la période neutronique de Mélusine sont shuntées (court-circuitées) lors du démarrage : il existe alors une seule sécurité non mécanique en fonction, ce qui pose problème car il est impossible de faire autrement sans arrêter la pile. Or, le rapport de sûreté de la Pile, dont la rédaction est désormais obligatoire, conclut à la possibilité d'un «accident maximum croyable» analogue à celui de Borax. Borax est le nom d'une expérience d'excursion nucléaire menée aux Etats-Unis sur un petit réacteur à eau bouillante en 1954. L'éjection volontaire des barres de contrôle avait conduit à un accroissement de puissance colossal (19 000 MW) en moins d'une dizaine de secondes : la vaporisation de l'eau avait provoqué une pression telle qu'elle avait conduit à l'explosion du réacteur. Le cœur et les débris furent projetés en l'air, et on les retrouva dans un rayon d'une centaine de mètres. Le risque n'est donc pas négligeable sur Mélusine. Etant donné ce défaut de conception de la pile, M. Bourgeois juge nécessaire d'installer au plus tôt des sécurités efficaces. Mais le matériel correspondant n'existe pas en magasin, et ses délais de livraison sont estimés à au moins six mois, voire un an. Après cette proposition de traiter l'aval du risque par la prévention des causes, Bourgeois s'attache à l'amont par la limitation des conséquences. Il propose de réaliser une modification du hall de la pile, en vue d'améliorer son étanchéité,

²⁵⁴ La pile Mélusine est une pile du type «piscine» qui a démarré en 1958. Construite par Indatom, c'est le moyen d'irradiation autour duquel s'est structuré le centre de Grenoble. Elle utilise de l'uranium fortement enrichi, tandis que son refroidissement, sa modération et sa protection sont assurés par de l'eau naturelle. La piscine qui contient le cœur et les échangeurs est au centre d'un hall dont les dimensions sont 34m x 20m x 20m (hauteur).

²⁵⁵ PV CSIA, Séance du 15 mars 1961.

opération dont l'étude et la réalisation demanderont de longs délais. Enfin, il lui semble souhaitable qu'une «zone d'exclusion», d'environ 300 mètres soit établie autour de Mélusine, dans laquelle aucune construction destinée à l'habitation ne serait autorisée. Cette zone, qui porterait sur le terrain militaire voisin, pourrait également servir pour la pile Siloé en construction. Dans ces conditions, le Haut-Commissaire estime qu'il n'est pas possible de prendre, valablement, une décision sur les conditions d'exploitation de la pile Mélusine et il presse le Centre de Grenoble de poursuivre avec le maximum de diligence les études nécessaires.

Lors de la séance suivante qui se tient le 27 juin 1961, M. Bourgeois énumère les améliorations apportées depuis avril au tableau de contrôle de Mélusine et propose d'autoriser son fonctionnement pour une puissance de 2MW. L'autorisation de fonctionnement n'est accordée que sous réserve d'une réalisation rapide de l'étanchéité du hall.

La question de l'étanchéité du Hall de Mélusine ²⁵⁶ est examinée à nouveau en décembre 1961. Il s'agit d'un hall dit semi-étanche, mais dont en réalité le taux de renouvellement horaire est élevé, les fuites étant de l'ordre de 6000 m³/heure. La ventilation met le hall en très légère surpression, et l'air est évacué, sans filtre, à travers deux aérateurs statiques. La mise en circuit fermé, en cas d'incident, ne supprime pas les fuites; les baies vitrées, d'autre part, ne résisteraient pas à une surpression même minime. Des travaux ont donc été effectués par le Centre de Grenoble pour pallier ces défauts. Une première série de travaux pour l'amélioration de l'étanchéité du hall et la transformation de la ventilation est estimée à 650 000 NF environ. Une autre série de travaux d'un montant équivalent est prévue pour le renforcement des structures afin qu'elles puissent mieux résister à une surpression dans l'hypothèse d'un accident de type «Borax». Avec ces renforcements, M. de Robien, Directeur du centre de Grenoble, estime que la puissance de fonctionnement de la pile pourrait être portée à 4 MW. Mais Jean Bourgeois, tout en affirmant son accord avec la première tranche de travaux effectués, note qu'en ce qui concerne le renforcement des structures du hall, un certain nombre d'incertitudes subsistent quant aux effets de la surpression consécutive à la vaporisation de l'eau pour l'accident envisagé. Seules les études en cours menées dans les laboratoires de la Marine à la Pyrotechnie de Toulon permettront, estime Bourgeois, de préciser les connaissances dans le domaine de la résistance des bâtiments aux surpressions. Une fois encore, le Haut-Commissaire insiste pour que toutes les précautions soient prises pour que les essais soient bien représentatifs de l'accident envisagé. Refusant d'accéder à la demande d'augmentation de puissance émise par le Directeur du centre, la Commission renouvelle pour un an l'autorisation de fonctionnement de Mélusine, à la puissance de 2 MW, en précisant toutefois que cette autorisation ne sera pas renouvelée si les travaux d'étanchéité du hall, y compris la modification de la ventilation, ne sont pas réalisés dans ce délai.

L'intervention du directeur du centre pose une question de fond récurrente pour ce qui touche la sûreté : des améliorations ayant été apportées à l'installation, peut-on pousser plus loin les limites autorisées pour son fonctionnement ? La réponse est dans ce

²⁵⁶ PV CSIA, Séance du 5 décembre 1961.

cas précis négative, mais la question se posera souvent.

4.2.3. L'incident d'EL3 et le problème des responsabilités

C'est un incident survenu sur la pile EL3 le 8 novembre 1961 qui amène la Commission à s'interroger sur l'attribution plus précise des responsabilités entre les différents services qui interviennent au cours de la vie d'une installation. Le but de la manipulation ayant donné lieu à l'incident ²⁵⁷ d'EL3 était l'étude de la fusion à cœur de l'oxyde d'uranium (UO₂). La cartouche d'essai comportait 890 grammes d'UO₂ fritté enrichi à 4%, avec 2 thermocouples permettant d'évaluer la température extérieure et intérieure de la gaine. La rupture brutale de la gaine et l'éjection d'UO₂ liquide ont entraîné la contamination du circuit d'eau lourde d'EL3.

M. Bourgeois expose que les dispositifs de sécurité ont bien fonctionné mais que l'ambiance dans le «grenier» de la pile est telle à la suite de l'accident que parmi les agents appelés à y travailler, 2 ont dépassé la dose de 5 rems et doivent être «mis au vert» et 7 dépassent 4 rems : ces doses ont été accumulées peu à peu, à chaque séance de travail. D'autre part l'accroissement du bruit de fond de la DRG a conduit à limiter la puissance de fonctionnement de la pile à 12,5 MW. M. Bourgeois rappelle les discussions qui avaient précédé la mise en pile, et souligne que l'incident a mis en lumière le fait que la responsabilité d'autoriser les mises en pile n'était pas clairement définie. Afin que les responsabilités soient fixées sans ambiguïté, la Commission décide que le chef des piles expérimentales aura la responsabilité d'autoriser les expériences, qu'il doit faire étudier au point de vue de la sûreté de la pile. En cas de conflit avec un Département, celui-ci peut en appeler à la CSIA, sous couvert de la Sous-Commission de Sûreté des Piles.

Le problème de savoir à qui incombe la responsabilité d'une installation en cas d'incident oblige à procéder à une meilleure définition administrative des rôles des différents départements intervenant sur une installation, en particulier au point de vue budgétaire. Il faut pour cela distinguer les responsabilités lors des différentes phases de fonctionnement d'une installation, que ce soit la phase de construction, la phase des essais, puis de remise à l'exploitant. La question avait déjà été entrevue précédemment à propos de l'examen de Mélusine. ²⁵⁸ Il était apparu que l'autorisation donnée par la Commission au regard des seules questions de sûreté ne signifiait pas pour autant une autorisation au titre des programmes ou des budgets. La question réapparaît lors de la neuvième réunion de la Commission ²⁵⁹ à l'occasion de l'examen de la sûreté de la pile Ulysse. Après avoir passé en revue les questions techniques concernant les résultats des essais à basse puissance, la Sous-Commission, sous certaines réserves concernant la configuration du cœur, l'efficacité de la barre de réglage, l'excès de réactivité, le dispositif d'injection d'azote etc., est d'avis d'autoriser le fonctionnement de la pile jusqu'à une puissance de 100 kilowatts. C'est alors qu'un dernier problème se pose à propos de la

²⁵⁷ PV CSIA, Séance du 4 avril 1962.

²⁵⁸ PV CSIA, Séance du 5 décembre 1961.

²⁵⁹ PV CSIA, Séance du 26 juin 1962.

responsabilité de la pile. La pile étant pour l'instant arrêtée, M. Bourgeois propose que le DEP en conserve la responsabilité jusqu'au mois de septembre, date à laquelle il faudra définir nettement à qui incombe la responsabilité de cette pile, et préciser quel personnel sera chargé de l'exploitation. Le Haut-Commissaire signale que le personnel nécessaire figure sur les demandes de recrutements complémentaires urgents : si ces demandes sont satisfaites on ne pourra disposer effectivement de ce personnel avant 1963. M. Bourgeois précise que le DEP pourra fournir en temps voulu le personnel formé, mais il attend que le DEP reçoive le financement équivalent. Dans ces conditions, non pour des raisons de sûreté mais pour des considérations administratives et de moyens, la Commission estime ne pouvoir accorder immédiatement l'autorisation d'Ulysse.

4.2.3. Le rôle des experts de sûreté : conseiller ou contrôler un projet ? A quel moment intervenir ?

Si dans un premier temps, la Commission a procédé à certaines régularisations des autorisations de piles déjà en fonctionnement, la sûreté de la pile Siloé est examinée en Commission à l'occasion de l'autorisation de construction, lors de la séance du 27 juin 1961.

La pile Siloé du Centre de Grenoble est une pile piscine destinée à l'irradiation de matériaux. Elle comporte comme principales caractéristiques de sûreté une enceinte étanche, résistant à une surpression de 20 cm d'eau, dont un essai d'étanchéité doit être fait à la réception, et un contrôle d'étanchéité effectué périodiquement. Par ailleurs, un système de ventilation maintenant le hall en dépression et équipé d'un filtre à iode est prévu. Le tableau de contrôle a été étudié par le Centre d'Etudes Nucléaires de Grenoble (CEN-G), en collaboration avec le Département d'Electronique. Le tableau de contrôle étant prévu en matériel «transistorisé», le Haut-Commissaire demande s'il n'y a pas lieu de maintenir au moins une chaîne de sécurité équipée en matériel électronique homologué, non transistoré. M. Bourgeois précise qu'une chaîne de sécurité transistorisée complète va être montée sur la pile Triton et sera éprouvée pendant un temps suffisant avant la mise en service de Siloé. Le Haut-Commissaire donne son accord au tableau transistorisé à condition que les essais d'endurance soient suffisants, en insistant sur le fait que dans le cas contraire, cela conduirait à retarder la mise en service de la pile, prévue pour le début de 1963.

M. Bourgeois examine ensuite l'accident maximum prévisible pour Siloé, montrant que les normes d'isolement en vigueur aux Etats-Unis sont «à peu près respectées». Il précise cependant que l'accident envisagé type «Borax» lui paraît trop sévère. Mais les piles piscines donnant lieu dans certaines conditions à des oscillations de puissance d'origine mal connue, la Sous-Commission de sûreté des Piles, en l'absence de résultats expérimentaux valables, adopte une position prudente et refuse, en l'état actuel des connaissances, de donner un avis favorable à certaines augmentations des puissances envisagées. Ces restrictions exposées, la Commission accorde l'autorisation de construction de la pile Siloé. Elle démarrera en 1963.

L'examen en vue de l'autorisation de la pile Pégase marque une nouveauté dans la prise en compte de la sûreté au CEA puisque, pour la première fois, des études de sûreté

ont été effectuées avant le démarrage de la pile. Divers accidents ont été préalablement envisagés et leurs conséquences évaluées.²⁶⁰ Pégase est une pile piscine de forte puissance (30MW) destinée à tester en vraie grandeur les éléments combustibles des réacteurs à gaz. Construite sur le site de Cadarache à partir de 1960, Pégase a nécessité la construction d'une maquette critique du nom de Peggy, pour remédier à l'impossibilité de certains calculs neutroniques.

La sûreté de Pégase est examinée en mars 1963. M. de Vathaire énumère²⁶¹ les études faites par le GTSP et la Sous-Commission de Sûreté des Piles sur les différents types d'accidents qui ont été étudiés. Deux types d'accidents sont considérés : les accidents de réactivité et les accidents de refroidissement. Les accidents de réactivité les plus dangereux s'avèrent être ceux consécutifs à une erreur de chargement ou à une erreur de pilotage. Pour les accidents de refroidissement, les conséquences d'un arrêt d'une ou plusieurs pompes principales ou celles d'une rupture de canalisation ont été étudiées. La présence d'une enceinte semi-étanche, la mise en dépression en régime normal, la présence d'une ventilation de secours avec filtres à iode sont prévues pour limiter à un maximum de 100 rem l'irradiation en cas d'accident grave. Le programme de démarrage est prévu en six étapes, selon trois paliers de puissance (3, 15 et 30 MW), d'abord sans boucles, puis avec des boucles d'extraction de chaleur conçues par EDF. La Commission accorde dans un premier temps une autorisation provisoire pour les essais sans boucles.

La question des responsabilités se pose alors : est-ce le concepteur, le constructeur ou le futur exploitant qui a la responsabilité de la pile pendant cette période intermédiaire des essais ? L'expérience de l'incident d'EL3 a été tirée. M. Horowitz, Directeur des Piles Atomiques²⁶², précise que le Département de Construction des Piles (DCP) ne remettra la pile au Département des Piles Expérimentales (DPE, Section d'Exploitation Pégase) qu'après achèvement du programme de démarrage. Le DCP est donc responsable de la pile jusqu'à la fin de la période correspondante, le programme des essais étant établi par un Comité des Essais présidé par le DCP et comprenant des représentants du Département des Etudes de Piles (DEP) et du DPE. La Section d'Exploitation Pégase est chargée de faire exécuter, par son personnel, les opérations matérielles de ce programme, et sa responsabilité se limite de ce fait à l'exécution correcte de ce travail. Elle ne peut, de son propre chef, ni modifier le programme, ni introduire des essais non prévus, mais elle peut, à tout moment, s'opposer à une opération qui ne présenterait pas, selon elle, les conditions de sécurité désirables. En cas de litige, le Comité des Essais en référerait à la Direction des Piles.

²⁶⁰ Par opposition, nous verrons plus loin l'inconvénient des études de sûreté menées a posteriori et le caractère artisanal qui en découle lors de l'examen de la sûreté des piles G2 et G3.

²⁶¹ PV CSIA, Séance du 7 mars 1963.

²⁶² En 1963, la Direction des Piles Atomiques comprend cinq départements et un Service : le Département des Etudes de Piles (Bourgeois), le Département de Construction des Piles (Maillard), le Département des Piles Expérimentales (Chauvez), le Département de Recherche Physique (Vendryes), le Département de Propulsion Nucléaire (Chevallier) et le Service du Calcul Electronique (Amouyal).

L'autorisation de démarrage de la pile Pégase, avec boucles d'extraction de chaleur cette fois, est examinée lors de la séance suivante de la Commission ²⁶³. C'est le fonctionnement de Pégase avec des boucles EDF qui est examiné car la mise au point des boucles CEA (boucles EL4) s'avère délicate. Divers points sont étudiés par la Sous-Commission : le circuit DRG pour lequel elle a demandé l'installation d'un filtre supplémentaire, la manœuvre des vannes dont l'examen a conduit à mettre au point des consignes d'exploitation plus rigoureuses, les soupapes de sûreté. Une discussion s'engage alors sur la conduite à tenir en cas d'incident sur une boucle. La teneur du débat témoigne du fait que la sûreté est une question de jugement, d'appréciation de divers paramètres, et qu'une décision ne s'impose pas de façon univoque, en particulier parce qu'une conception trop stricte de la sûreté peut nuire à la sûreté. En cas d'incident sur une boucle, les consignes prévoient qu'une alarme sur la DRG clignote sous les yeux du chef de quart qui doit retirer la boucle en cause et diminuer la puissance de la pile. Le Haut-Commissaire serait favorable à une chute des barres et à l'arrêt du réacteur, estimant que pendant toute la période de démarrage il faut tout faire pour éviter un incendie de cartouche qui entraînerait la mise hors d'usage plus ou moins prolongée des boucles. Pour M. Horowitz, étant donné le caractère plus thermique que d'irradiation de ces premières manipulations, les problèmes de produits de fission sont peu importants dans les boucles. Par contre on introduirait des cyclages gênants en imposant la chute des barres en cas d'incident. C'est pourquoi il serait favorable à des consignes plus nuancées. ²⁶⁴ M. Bourgeois estime quant à lui qu'il s'agit d'une question « complexe », sur laquelle seule l'expérience permettra de dégager une « philosophie » précise. Un ingénieur de la pile souligne qu'il existe une sécurité sur le manque de débit et le manque de pression qui entraîne la chute automatique des barres ; cette sécurité est donc située à la source-même des accidents possibles. Cette remarque recueille l'adhésion du Haut-Commissaire pour les consignes proposées. Ce dernier précise tout de même qu'il tient à ce que, dans cette période de démarrage, on fasse passer la finesse des expériences après la nécessité d'éviter les accidents.

L'étude des accidents possibles pour l'examen de la sûreté de Pégase avec boucles a été poursuivie : les accidents mécaniques sur les boucles, que ce soit l'effet d'un éclatement, l'éjection d'un bouchon ou la rupture des boucles par fatigue, ont donné lieu à des études confiées respectivement à la Pyrotechnie de Toulon, au Département de Construction de Piles du CEA, au Bureau Veritas. Des essais de suppression des boucles ont été menés à froid, conformément aux règles du Service des Mines, mais de l'avis de tous les membres de la commission, ces règles ne sont « pas adaptées » aux besoins particuliers de l'énergie atomique, où il serait plus judicieux de les mener à chaud. Un programme d'irradiation doit conduire à une estimation de la durée de vie des boucles d'un point de vue métallurgique, mais là encore, M. Bourgeois montre la difficulté d'avoir

²⁶³ PV CSIA, Séance du 30 avril 1963.

²⁶⁴ C'est un problème bien connu dans l'industrie chimique et que l'on retrouvera dans les centrales nucléaires : les variations dans les conditions d'utilisation (puissance, température, vitesse d'écoulement des fluides), en particulier lors des arrêts et des démarrages des installations, entraînent des chocs qui fragilisent les tuyauteries, dégradant leur résistance et donc la sécurité à long terme.

des expériences représentatives et de les interpréter correctement : on dispose d'un espace insuffisant pour placer les échantillons dans les «conditions réelles» d'irradiation des boucles, la dosimétrie est un «phénomène complexe», etc. Après examen des accidents thermiques, la Commission examine les conditions d'exploitation. Devant la difficulté de mise au point de consignes simples, devant les incertitudes sur certains phénomènes, le Haut-Commissaire demande qu'on dispose d'un ingénieur, en plus du chef de quart, qui soit responsable des mouvements d'approche des boucles. En tout dernier point, la commission se penche sur les règles à adopter en matière d'accès à la pile pour limiter le nombre de personnes admises dans le hall de la pile.

L'examen par la commission à ce stade préliminaire du projet montre tout le bénéfice que peut en tirer la sûreté. Les principes de conception sont jaugés, de même que les modalités de construction, la nature des essais de démarrage, la mise au point d'études complémentaires, les consignes d'exploitation ou encore la compétence des opérateurs. L'étude de certains accidents permet de vérifier la robustesse de l'installation. Les experts de sûreté sont bien en droit de souligner tout l'intérêt de mener les études de sûreté avant l'autorisation de fonctionnement. Vathaire estime même qu'il est encore plus intéressant que les ingénieurs de sûreté participent à l'avant-projet d'un réacteur. Il souligne en décembre 1964, lors de l'examen en vue de l'autorisation de construction de Célestin, que les premières études sur cette pile ont pu être suivies par le Groupe de Travail de Sûreté des Piles, ce qui a permis d'aborder l'étude des problèmes de sûreté dès le stade avant-projet. Il estime souhaitable de généraliser cette procédure pour les autres grands réacteurs, pour «éviter que les avis des Sous-Commission de sûreté n'interviennent tardivement et à un stade où il est difficile d'agir sur des travaux déjà avancés.»²⁶⁵

Mais ne risque-t-on pas alors de mélanger les rôles : celui de l'expert et celui du projeteur ? Ce problème n'est soulevé par aucun des membres de la Commission. Le rôle de l'expert n'est pas conçu comme un contrôle extérieur au sens strict, mais comme une aide au projet, pour en améliorer la sûreté, le plus efficacement possible pour le projet. Et cette aide est d'autant plus efficace qu'elle intervient à un stade précoce. Les hommes de la sûreté du CEA théorisent même cette façon de fonctionner : les experts ne doivent pas être des juges lointains mais ils doivent apporter une contribution personnelle à la solution des problèmes de sûreté que se posent les équipes qui sont chargées de concevoir, construire et exploiter les installations. Les procédures d'examen doivent donc être souples, et le contact permanent entre ces équipes et les experts. L'instauration d'un contrôle extérieur, pourtant prévu dès 1960 dans l'organisation de la commission, ne sera mis sur pied qu'en 1967. Ce fonctionnement de l'expertise, prôné par les hommes du CEA au nom d'une plus grande efficacité pour la sûreté-même, sera de moins en moins accepté et sera dénoncé comme mélangeant juge et partie.

4.2.4. Fiabilité des systèmes de sûreté et impératifs d'exploitation : l'adoption d'un principe canadien

La dernière réunion de la première année de fonctionnement de la CSIA, le 21 décembre 1960, est marquée par l'adoption d'un grand principe concernant les circuits de sécurité,

²⁶⁵ PV CSIA, Séance du 21/12/64.

principe qui deviendra la règle pour toutes les installations du CEA.²⁶⁶ Le nouveau principe consiste dans le triplement des circuits de sécurité avec ordre de chute des barres sur un signal de coïncidence de dépassements sur deux des trois chaînes. Cette décision fait suite à une discussion à propos du tableau de commande de Triton I, dont la réalisation était confiée à l'industrie sous le contrôle du Département d'Electronique. Les chaînes de sécurité étaient conçues de telle façon qu'une défaillance du matériel électronique doive entraîner l'arrêt de la pile. Jean Bourgeois explique que cette situation n'est «pas optimale», puisque l'on peut être amené à arrêter la pile alors que cette-dernière n'est pas dans une configuration dangereuse. C'est pourquoi M. Bourgeois fait valoir qu'à l'étranger, en Grande-Bretagne et au Canada, si l'on admet des chutes de barres relativement fréquentes pour les expériences critiques, il n'en va pas de même pour les réacteurs de puissance.

C'est un problème d'exploitant qui est posé et non plus un problème d'expérimentateur : fiabilité des systèmes, sûreté et qualité d'exploitation sont liés. Il ne faut pas qu'une défaillance d'un mécanisme de sûreté provoque l'arrêt, c'est-à-dire interrompe l'exploitation. Chaque panne détectée doit être une panne réelle et non pas une panne d'indicateur. Pour cela deux possibilités existent : soit on utilise un unique dispositif d'une fiabilité presque absolue, soit on utilise des appareils d'une fiabilité moindre mais agencés de telle sorte qu'on obtienne une fiabilité équivalente pour le système. Le problème soulevé est que la recherche d'une fiabilité absolue est une entrave à l'exploitation.

La remarque de Bourgeois impose une parenthèse. Après l'influence britannique, c'est l'influence canadienne qui s'exerce ici sur les conceptions françaises. Britanniques et Canadiens abordent désormais la sûreté non plus du point de vue de l'expérimentation mais de l'exploitation, c'est-à-dire en industriels et non plus en chercheurs. Les Britanniques ont été historiquement les premiers à construire en série des réacteurs de production. Parallèlement aux Anglais²⁶⁷, les responsables canadiens mettent depuis plusieurs années l'accent sur la sécurité d'exploitation et l'amélioration des systèmes de contrôle. Lors de la deuxième conférence internationale de Genève en 1958, ils²⁶⁸ avaient déjà exposé leur conception qui attribuait un rôle important à la multiplicité des dispositifs de contrôle et des circuits de sécurité. En 1962, lors du Colloque de l'Agence internationale de l'énergie atomique intitulé «sécurité des réacteurs et méthodes d'évaluation des risques» - la première grande conférence internationale consacrée exclusivement aux questions de sûreté - les Canadiens²⁶⁹ tirent un bilan de leur expérience et évaluent les avantages des dispositifs multiples en service depuis 58 sur leurs piles NRU et NRX de Chalk River. Ils exposent leurs vues sur la conception des

²⁶⁶ PV CSIA, Séance du 21 décembre 1960.

²⁶⁷ Cf. Farmer, F. R., Fletcher, P. T., Fry, T.M., «Safety Considerations for Gas Cooled Thermal Reactors of the Calder Hall Type», Proceedings of The Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958, P/2331, Vol. 11, pp. 202-215.

²⁶⁸ A. Pearson, E. Siddall, P.R. Tunnicliffe, «The Control of Canadian Nuclear Reactors», Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, United Nations, Geneva, 1958, P/213, pp. 373-379.

systèmes de contrôle du cœur, destinés à détecter toute situation anormale et à y répondre en actionnant soit un signal destiné à un opérateur, soit un système d'arrêt du réacteur. Les responsables de la sûreté au Canada soulignent que l'accident le plus grave survenu à NRX en 1952 avait clairement montré qu'on ne pouvait pas se fier au dispositif d'arrêt primaire, car plusieurs des 18 barres de contrôle n'avaient pas pénétré entièrement dans le cœur du réacteur. C'est pourquoi à la suite de cet accident, les barres ont été remplacées par six barres à commande électrique et d'un fonctionnement plus sûr. Mais la principale amélioration a consisté à installer un deuxième mécanisme d'arrêt, un dispositif automatique d'évacuation de l'eau lourde servant de ralentisseur, en considérant que si un mécanisme ne fonctionne pas, l'autre suffira pour arrêter le réacteur. L'originalité de la démarche canadienne, précisée par Tunnicliffe, est la coutume de confier aux instruments une bonne part de la responsabilité de la sécurité d'un réacteur. On est convaincu en effet que le fait d'essayer d'assurer la sécurité presque exclusivement au moyen de mécanismes nucléaires intrinsèques handicape du point de vue économique le développement de l'énergie d'origine nucléaire. Les Canadiens, parmi les premiers, remettent en cause le principe fondamental adopté par l'ensemble des développeurs de l'énergie atomique depuis les débuts, la recherche d'une sécurité essentiellement basée sur des mécanismes physiques intrinsèques, sur des mécanismes nucléaires inhérents au cœur permettant au réacteur de s'arrêter de lui-même ou de revenir spontanément à des niveaux de puissance acceptables en cas de développement incontrôlé de la réaction en chaîne. Pour illustrer ce type de mécanismes, le réacteur SPERT-1 utilisé aux Etats-Unis à la fin des années 50 pour des recherches de sûreté répond aux sautes de puissance par la formation de vapeur qui augmente la probabilité de fuite des neutrons et par une expansion du métal qui chasse le fluide ralentisseur et change la géométrie du cœur.

En fait la sécurité de tous les réacteurs repose sur deux phénomènes : les mécanismes inhérents au cœur du réacteur et les mécanismes inhérents au système de contrôle. Alors que certains poursuivent dans la voie de recherches sur l'amélioration du premier type de mécanismes, c'est sur ce deuxième aspect que les Canadiens veulent insister, car il permet une plus grande souplesse.

L'une des caractéristiques fondamentales du système de contrôle du NRX, tel qu'il est utilisé depuis quelques années, est donc d'avoir trois circuits indépendants pour déceler et annoncer toute situation dangereuse. Si deux des trois circuits sont actionnés pour une cause quelconque, les mécanismes d'arrêt du réacteur sont mis en marche automatiquement. Mais si un danger est enregistré uniquement pour un circuit, seul un signal d'alarme sera déclenché. Les Canadiens estiment que ce système présente trois grands avantages : premièrement, aucune situation dangereuse ne peut passer inaperçue par suite d'une défaillance d'un circuit enregistreur; deuxièmement on évite les arrêts intempestifs provoqués par un circuit d'enregistrement défectueux, alors que le réacteur lui-même fonctionne normalement. M. Collins note à ce propos qu'à une époque le NRX a été arrêté 275 fois dans l'année, le plus souvent du fait de défaillances des instruments.

²⁶⁹ C. G. Lennox, A. Pearson, P.R. Tunnicliffe, «Regulation and Protective System Design For Nuclear Reactors», IAEA, Meeting on Reactor Siting, Vienna, 14-18 mai 1962, IAEA, STI/PUB/54, SM 24, pp. 449-463 et G. C. Laurence, «Operating Nuclear Reactors Safely», IAEA, Meeting on Reactor Siting, Vienna, 14-18 mai 1962, IAEA, STI/PUB/54, SM 24, pp. 135-146.

²⁷⁰ Enfin, le triple dispositif permet de procéder sur un circuit à des opérations d'entretien ou à des réparations, sans pour autant entraîner l'arrêt du réacteur.

L'adoption du principe de redondance des circuits à la fin des années 50 représente une réelle amélioration de la sûreté, mais comme les Britanniques avec Farmer ²⁷¹, les Canadiens mettent en avant principalement les enjeux que cela représente pour l'exploitation et pour éviter les arrêts intempestifs. Les Français ne seront pas les seuls à s'inspirer de l'exemple canadien puisqu'à la même époque, des dispositifs de contrôle basés sur ce principe du contrôle triple sont également mis en œuvre sur le réacteur Candu de Bombay et le FR-2 de Karlsruhe. ²⁷²

Lors de la séance du 21 décembre 1960, Bourgeois résume pour la Commission les avantages de ces systèmes utilisés à l'étranger, avançant des arguments identiques à ceux développés par les Canadiens : les réacteurs de puissance sont dotés de chaîne de sécurité triples pour un paramètre déterminé et la chute des barres est commandée par une coïncidence de dépassements sur deux des trois chaînes. L'un des arguments qui semble avoir beaucoup plu à Bourgeois comme à ses collègues étrangers est le fait que ce système permet le test fréquent de chaque sécurité, sans risque de déclenchement intempestif. Il note en outre qu'à Calder Hall, il existe un dispositif mesurant de façon continue la marge de sécurité entre la puissance de marche et le seuil de déclenchement. Le Haut-Commissaire, en conclusion, demande à la Sous-Commission de Sûreté des Piles d'étudier la possibilité de transposer ce système de coïncidence 2/3 sur les piles de puissance du CEA.

4.2.5. De la fiabilité de l'électronique aux problèmes d'exploitation

L'application de ces principes de redondance met en évidence la nécessité de concevoir de nouveaux appareillages pour la commande et pose le problème de leur fiabilité. C'est d'ailleurs un mouvement général à l'échelle internationale, qui, dans le cadre de la recherche de la compétitivité de cette forme d'énergie, conduit à l'amélioration de l'électronique de contrôle. Mais après l'adoption de ces grands principes, restent à régler les modalités matérielles, techniques qui sont la cause de ces problèmes de déclenchement intempestif. Ce problème est plusieurs fois évoqué en séance de la commission : il est notamment lié à la confiance qu'on accorde aux systèmes électroniques, et ceux-ci ne semblent pas très fiables. A de nombreuses reprises les comptes-rendus évoquent les tableaux de commande vétustes, mais qu'on ne peut pas remplacer dans l'immédiat faute de mieux.

C'est le cas lors de l'examen d'Aquilon II, en décembre 1960, où les nouvelles

²⁷⁰ Agence Internationale de l'Energie Atomique, Bulletin, Volume 4, Numéro 3, Juillet 1962, p.5.

²⁷¹ F.R. Farmer, P.T. Fletcher, T.M. Fry, «Safety Considerations for Gas Cooled Thermal Reactors of the Calder Hall Type», Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, United Nations, Geneva, 1958, P/2331, pp. 197-201.

²⁷² AIEA, «Sécurité des réacteurs nucléaires», Bulletin de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique vol. 4, N°3, juillet 1962, p. 6.

chaînes de sécurité, mises au point en accord avec le Département d'Electronique, ne sont pas disponibles à cause d'un problème d'approvisionnement pour des amplificateurs logarithmiques de sécurité. Ce sont des appareils essentiels pour la sécurité puisque leur fonction est de fournir, avec un temps de réponse raisonnable, un signal d'arrêt basé sur la mesure de la période neutronique. La mise au point de ces appareils est considérée comme d'autant plus importante qu'ils doivent permettre, tout en préservant des conditions de sécurité satisfaisantes, une exploitation plus aisée de l'installation. L'appareil utilisé jusque-là, s'il donnait satisfaction du point de vue de la sûreté, grâce à des consignes d'exploitation strictes, limitait les facilités d'exploitation.²⁷³

Or c'est par l'intermédiaire de ces dispositifs de contrôle que le conducteur d'une pile accède à la compréhension du comportement de sa machine. Les problèmes de fiabilité de l'électronique conduisent ainsi la commission à se poser la question de la relation homme-machine. Il faut souligner ce point si fondamental pour les systèmes techniques complexes où l'homme est dépendant de l'instrumentation pour le pilotage : les phénomènes qui se produisent sont souvent trop rapides, trop nombreux, pour être saisis par les sens humains, les phénomènes ne sont pas visibles ni palpables. Ils ne peuvent être appréhendés que de façon indirecte, ce qui explique l'importance du type et de la qualité de l'information fournie au pilote de l'installation.

Lors de l'examen²⁷⁴ du réacteur d'étude Masurca²⁷⁵ de Cadarache, en décembre 1966, la Commission envisage à nouveau un problème d'électronique : Bourgeois s'inquiète du fait que chaque fois qu'un incident survient, l'examen montre que les conducteurs de piles n'ont pas confiance dans l'électronique. Pour Bourgeois, il convient que la Commission prenne position sur ce point. Sa position personnelle est ferme : «en aucun cas, les conducteurs de pile ne doivent entraver une action de sécurité en pensant qu'il s'agit d'un défaut d'électronique : avant toute chose on doit laisser faire l'électronique, quitte à la réparer ensuite si l'on constate qu'elle est défectueuse.» Bourgeois préconise la rédaction de consignes claires en la matière. Le Haut-Commissaire affirme son plein accord avec cette manière de voir les choses, tandis que le responsable de la pile, Georges Vendryes, souligne qu'il a toute confiance dans l'électronique de Masurca, qui n'a donné lieu à aucun ennui.

Les problèmes d'exploitation et le rapport des opérateurs aux machines sont abordés plusieurs fois au cours de la séance de décembre 1966, ce qui montre les préoccupations accrues en matière de consignes d'exploitation. Les questions d'exploitation ne sont certes pas totalement nouvelles puisqu'elles avaient déjà été mises à l'ordre du jour par la SCSP en décembre 1961 à propos de la formation du personnel de conduite des piles.²⁷⁶

²⁷³ PV CSIA, Séance du 21 décembre 1960.

²⁷⁴ PV CSIA, Séance du 20 décembre 1966, p. 4.

²⁷⁵ Le contrat d'association signé en 1962 entre le CEA et Euratom pour financer la fin des études, la construction et l'exploitation de Rapsodie comprenait également la construction de deux réacteurs à neutrons rapides de puissance nulle destinés à des études de physique : Harmonie et Masurca. Réalisés par Belgonucléaire, ils entreront en service respectivement à l'été 65 et fin 66.

²⁷⁶ PV CSIA, Séance du 5 décembre 1961.

M. Bourgeois avait alors insisté sur les lacunes existant dans la formation des conducteurs de pile, et plus particulièrement pour ceux du CEA. Son exposé avait amené la Commission à proposer que cette question soit examinée avec l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires (INSTN) afin de définir les connaissances à exiger, créer les diplômes correspondants à l'acquisition desdites connaissances, et créer ou aménager les cours et stages nécessaires. La question d'un supplément éventuel de rémunération pour les titulaires des diplômes ou certificats devait être soumise à la Direction Administrative. Mais en 1966, s'ils ne sont pas totalement nouveaux, les problèmes d'exploitation prennent une importance accrue.

L'examen d'Osiris, pile piscine de forte puissance construite à Saclay ²⁷⁷, montre à nouveau un problème de matériel qui débouche sur des problèmes d'exploitation. La pile est équipée d'une chaîne de sécurité d'un type nouveau, transistorisée, offrant des possibilités de pannes non sûres, c'est à dire des pannes non détectées et qui rendent inefficace la chaîne de sécurité. Pour remédier à ce problème, la chaîne a été munie d'un système de tests par impulsions. La Sous-Commission estime nécessaire que ce système de tests soit en état de marche : elle a accepté que, en cas de panne, on n'arrête pas immédiatement la pile, et qu'on accorde un délai de réparation de 48 heures. Mais passé ce délai, elle juge qu'il faut arrêter la pile. Il y a eu désaccord à ce sujet entre la SCSP et l'exploitant : Bourgeois estime que l'ensemble «test plus logique de sécurité» forme un tout «cohérent et complet» et que les deux parties doivent fonctionner ensemble. Mais Bourgeois, qui ne veut pas apparaître comme le défenseur de «ce» système, avance qu'un système de remplacement aux tests pourrait être mis en service en cas de panne, qui permettrait de suivre certains paramètres caractéristiques. La Commission se rallie finalement à son point de vue : la pile doit être arrêtée si la réparation n'a pu être faite dans un délai de 48 heures. Le Haut-Commissaire demande qu'il soit précisé dans les consignes d'exploitation qu'en cas de panne du système de test, le personnel de quart devra porter une attention toute particulière aux indications concernant la sécurité de la pile. La Commission insiste donc sur les consignes données aux exploitants, dans la mesure où la conception est défailante, et la difficulté technique n'est pas résolue : c'est l'homme qui doit en définitive palier les défaillances de la machine ou des concepteurs. La commission précise que le Département de Construction des Piles devra entreprendre aussitôt l'étude d'un dispositif de sécurité correct, fonctionnant sans passer par la logique transistorisée du réacteur, à utiliser en cas de panne des tests. La Commission adopte finalement le projet d'autorisation présenté par la Sous-Commission de Sûreté des Piles, mais le Haut-Commissaire insiste pour que, conformément au texte adopté, tout incident sérieux «ayant entraîné ou ayant pu entraîner» des conséquences pour la sûreté des installations soit signalé au Président de la Sous-Commission dans les délais les plus courts. Un compte rendu succinct doit lui être rapidement adressé.

Cette nouvelle exigence est soulignée à nouveau quelques minutes plus tard lors de l'examen concernant EL4 à Brennilis. ²⁷⁸ M. Bourgeois signale la nécessité pour la Sous-Commission d'être informée rapidement de tout incident sérieux. Il note que les

²⁷⁷ Ibid.

²⁷⁸ Ibid.

Directions se préoccupent en général, en cas d'incident, des conséquences administratives, que ce soit la question des responsabilités ou des sanctions. Mais du point de vue de la sûreté, la Sous-Commission de sûreté des piles veut pouvoir tirer, sur le plan de l'exploitation, les conséquences techniques de chaque incident. M. Bourgeois prépare une note à ce sujet qu'il entend proposer à toutes les Directions intéressées, rappelant la nécessité de comptes rendus sur les incidents, adressés à la CSIA.

Il est frappant de constater comment, en quelques années seulement, l'essentiel des problèmes qui constituent la sûreté aujourd'hui sont appréhendés et résolus par les spécialistes de sûreté du CEA. Entre 1960 et 1967, on assiste comme en accéléré à la prise de conscience des différents aspects de la sûreté : en moins de dix ans, on passe du questionnement sur la conception aux problèmes d'exploitation. On est amené à découvrir avec les piles du CEA, ce qu'en utilisant un vocabulaire moderne on appelle les problèmes d'interface homme-machine, ou encore le retour d'expérience c'est-à-dire l'analyse des incidents pour faire progresser la sûreté.

4.3. L'examen de la sûreté des réacteurs de puissance du CEA : les relations avec le centre de Marcoule

L'examen des piles de recherches et d'essais par la Commission a permis un certain nombre d'améliorations en ce qui concerne la sûreté. Certaines pratiques tolérées jusque-là, comme par exemple des dispositifs de sécurité manuels, sont désormais prohibées. Les responsabilités en cas d'accident sont mieux définies. Toutes les piles doivent faire l'objet d'un rapport sur la base duquel la sûreté est examinée.

Si le passage en commission a parfois été l'objet de divergences et même de conflits entre les responsables des centres nucléaires et les sous-commissions de sûreté, la division des tâches va être beaucoup plus marquée pour les piles de production. Au vu des comptes-rendus des séances de la CSIA, une part prépondérante des activités de la Sous-Commission de sûreté des piles a concerné les installations de Marcoule, les piles G1, G2 et G3, qui sont de la responsabilité de la Direction des Productions. Jusqu'en 1962, ce, sont les seules installations de production en service en France. Les enjeux sont ici beaucoup plus importants que pour les piles de recherche, sur les plans économique et politique, car la production de plutonium est une priorité fixée au plus haut niveau gouvernemental. L'examen des relations entre les organismes d'experts et les exploitants des piles de puissance va ainsi permettre de mieux préciser quel est le degré d'autonomie acquis par la sûreté, quel est son poids face aux exigences de production. Les débats de la CSIA permettent de cerner la confrontation de ces points de vue.

4.3.1. Les relations du GTSP avec le centre de Marcoule. Le cas de l'augmentation des températures de gaine

L'un des principaux problèmes concernant la sûreté des réacteurs à uranium naturel réside dans le contrôle de la température maximale des gaines de combustible. Un dépassement de cette température serait synonyme de rupture de ces gaines et conduirait à un dégagement des produits radioactifs contenus dans les barreaux

d'uranium.

La tenue de la gaine est d'une importance primordiale dans les réacteurs UNGG, car ils se trouvent dans une configuration chimique instable dans la mesure où l'uranium, dans les gammes de température de fonctionnement des piles, réagit avec le CO_2 de façon exothermique. Il faut donc absolument éviter qu'il y ait contact entre l'uranium et le CO_2 . Par ailleurs, afin que le bilan de réactivité soit satisfaisant pour la réaction en chaîne, il faut que l'uranium se présente sous forme métallique et que sa densité soit la plus élevée possible. Or l'utilisation d'uranium métal impose deux limitations importantes : la température maximale de l'uranium doit être inférieure à la température du point de transformation allotropique $\alpha - \beta$ qui se situe autour de 640°C ; deuxièmement, la durée d'irradiation est limitée par les modifications de dimension et de propriété de l'uranium métal. Un excès de température au cœur de l'uranium conduirait ainsi à la rupture des gaines, ce qui ramène au problème précédent.

Les discussions sur la sûreté ont lieu dans un contexte où un grand nombre de données ne sont pas connues : les données de base (neutroniques, thermiques, métallurgiques) sont lacunaires, le fonctionnement des machines n'est pas rôdé. L'exploitation des piles doit apporter des réponses à de nombreuses questions en suspens. Une caractéristique importante sous-jacente à l'histoire de la sûreté est l'avènement des codes de calcul. Pour ne prendre qu'un seul exemple d'une des disciplines de base, la neutronique, de nombreuses coopérations sont nécessaires entre différents domaines pour faire progresser ces connaissances. La neutronique dispose d'équations de base solides, les équations de Boltzmann, permettant d'effectuer des calculs pour prévoir le comportement des neutrons dans le cœur. Mais pour mener les calculs, ces équations nécessitent l'introduction de certains coefficients physiques dépendant des matériaux, de la géométrie etc., coefficients qui ne peuvent être obtenus que par l'expérimentation. Par ailleurs, pour mener un calcul, il faut un code de calcul, un programme, et des machines. Le CEA effectue son premier programme de calcul de la neutronique des réacteurs à graphite en 1959 seulement. Tout au long des années soixante, les calculateurs seront une denrée rare en France. C'est un problème pour le développement, mais aussi du point de vue de la sûreté, car il faut pouvoir vérifier un calcul, c'est-à-dire les données, les paramètres, le programme, et disposer également de machines. Jusqu'à la fin des années soixante, mener un calcul est donc une opération qui nécessite des moyens matériels et humains. Ceci est vrai pour le calcul des transitoires ²⁷⁹, et en particulier des transitoires correspondant à des scénarios d'accident, ce qui est l'un des axes de travail des spécialistes de la sûreté. Les moyens étant réduits à cette époque, et la priorité étant au développement, les hommes de la sûreté doivent trouver les voies d'une collaboration avec les autres secteurs, et en particulier avec les producteurs qui font fonctionner les piles et sont détenteurs exclusifs de certaines

²⁷⁹ Cette situation restera vraie même dans les années soixante-dix lors de l'importation des réacteurs Westinghouse. Un témoin qui a débuté dans l'énergie nucléaire au milieu des années soixante se souvient : «Quand j'ai débuté, on commandait encore des trucs : «sera calculé selon tel ouvrage page tant», ou «sera calculé selon le code ASME telle formule tel coefficient de sécurité page tant» (...). Et ceci parce qu'il était évident qu'on ne pouvait pas faire de calculs : on n'imaginait même pas, on ne l'imaginait pas, la possibilité de calcul d'éléments finis, ni de calculs de transitoires ! On calculait UN transitoire ! Un grand transitoire, et puis on mettait tous les bureaux d'étude sur le pont pour calculer un transitoire, c'était inconcevable de faire le reste.»

connaissances.

Les débats autour de l'élévation des températures de gaine lors des séances de la CSIA ont d'importantes implications : l'élévation des températures et de la puissance limites sont gages d'une plus grande production de plutonium mais aussi d'une prochaine compétitivité économique de l'énergie atomique. L'avancement des connaissances sur le fonctionnement des réacteurs doit permettre de diminuer les marges de sécurité. Les contraintes sont donc nombreuses, à la croisée des problèmes scientifiques, technologiques, de risques, économiques, politiques.

4.3.2. L'augmentation des températures de G1

4.3.2.1. Les préventions des métallurgistes

Le problème de l'augmentation des températures est posé une première fois pour G1 à la mi-60 et apparaît à nouveau fin 1963. Les deux examens de la question par la Commission montrent que c'est Piatier, Directeur des Matériaux et des Combustibles Nucléaires (DMCN), qui n'est pas favorable à cette augmentation alors que Bourgeois (Président de la Sous-Commission de Sûreté des Piles, Adjoint d'Yvon au Département d'Etudes de Piles) et Mabile (Directeur des Productions), eux, le sont.²⁸⁰ Henri Piatier est concerné au premier chef par le comportement des matériaux (graphite de l'empilement, uranium du combustible, métaux de la gaine des éléments) dont il connaît bien les limites technologiques en tant que Chef de la Direction qui les fabrique. Et à cette époque, ce sont réellement les performances métallurgiques des matériaux qui sont les facteurs limitants pour ce type de piles²⁸¹. La DMCN regroupe en 1961 un Département de Physico-Chimie, un Département de Métallurgie, un Département du Plutonium et deux Services, l'un de Radioéléments et l'autre de Chimie.

Le problème du relèvement de la température de fonctionnement de G1 est abordé par la Commission lors de sa deuxième séance, le 1er juillet 1960.²⁸² La question est

²⁸⁰ Jacques Mabile, X 1941, était Directeur des Recherches et Exploitations Minières jusqu'en 1961, où il prend la tête de la Direction des Productions. Henri Piatier est ancien élève de l'École polytechnique (X 1938). Il a secondé Guillaumat dans la décision de lancer l'étude de l'enrichissement de l'uranium en 1953.

²⁸¹ Par exemple à propos du premier réacteur nucléaire d'EDF, un ingénieur de la Direction de l'Équipement rappelle qu'après avoir sélectionné les principales options pour ce réacteur en 56, «le problème restait posé de savoir si, dans l'état actuel des connaissances en métallurgie, les éléments combustibles pouvaient être empilés sur 8 m de haut et supporter une irradiation de 3 000 MWj/t.[...] il fut demandé au Comité de Métallurgie du CEA de se prononcer avant un mois sur le problème de la tenue des éléments combustibles». (Lamiral, op. cit., p. 32) Et à propos de la fixation des caractéristiques de dimensionnement d'EDF2, Lamiral conclue son résumé des différences de positions entre le CEA et EDF : «En définitive, la prudence du CEA pour la fixation du niveau de puissance de Chinon A2 ne provenait pas des craintes concernant la maîtrise de la physique ou de la technologie du réacteur mais essentiellement de la crainte des conséquences de la fourniture d'éléments combustibles n'ayant pas les performances voulues.»(Ibid., p. 39) De même pour EDF3, le CEA plaide pour une puissance limitée à 375 MWe alors qu'EDF est partisan d'une solution à 480-500 MWe : «La principale motivation de la position du CEA reposait comme pour Chinon A2 sur la crainte qu'une éventuelle limitation de l'irradiation des éléments combustibles n'entraînât la nécessité d'arrêter périodiquement le réacteur, pour assurer le déchargement et le chargement de ceux-ci.»(Ibid., p. 41).

exposée par Bourgeois dont la Sous-Commission s'est réunie à ce sujet le 20 mai à Marcoule. Le Compte-rendu ne résume malheureusement ni la position ni les arguments de Bourgeois, mais ce dernier semble favorable au relèvement de la limite imposée à la température de fonctionnement de G1. Ce n'est pas le cas de Piatier. Bien que le relèvement de température ne paraisse pas entraîner un accroissement brutal des risques, l'intérêt de l'opération ne lui semble pas justifier que l'on accepte une diminution de la marge de sécurité de fonctionnement. Il estime même que l'intérêt scientifique et technique de l'opération est « pratiquement nul », et que l'accroissement de production de plutonium qui en résultera sera faible. Par conséquent, il vaut mieux « ne pas courir de risques supplémentaires » sur G1. Francis Perrin, tout en indiquant que certains enseignements intéressants pourraient être tirés de l'augmentation de température envisagée, demande alors aux membres de la Commission dans quelle mesure les filtres installés sur l'évacuation de l'air de refroidissement de G1 sont capables de retenir en cas d'incident les gaz radioactifs tels que l'iode 131.

Cette question du filtre avait en effet été mise à l'étude après l'incident du réacteur de Windscale, très semblable à G1. Comme le réacteur britannique, G1 fonctionne en circuit ouvert, l'air de refroidissement des barreaux d'uranium (l'uranium métal est inflammable dans l'air) étant directement rejeté dans l'atmosphère, après filtration. Les filtres de Windscale avaient été rajoutés, bien après la construction et contre l'avis des responsables de la conception Christopher Hinton et Henry Davey, à la demande de John Cockcroft. Il semble que ces filtres ont grandement limité la portée de l'accident survenu en octobre 1957, en particulier pour la rétention du poison considéré comme le plus dangereux, l'iode 131. La question des filtres est d'autant plus aiguë que G1 fonctionne à des températures faibles qui le rendent sensible à l'effet Wigner, la libération violente et spontanée de l'énergie emmagasinée. Pour éviter qu'un tel accident ne se produise, l'installation doit être soumise périodiquement à un recuit afin d'évacuer cette énergie de façon contrôlée. C'est à l'occasion d'un tel recuit que s'était produit l'incendie de plus d'une centaine de canaux sur le réacteur de Windscale.

A la suite de la discussion, la Commission décide ²⁸³ d'attendre pour se prononcer sur un éventuel relèvement de température que la Sous-Commission de Sûreté des Piles ait examiné le rapport de sûreté de G1, en cours d'élaboration. Elle demande à Bourgeois de faire le point des études sur l'amélioration des filtres de G1.

4.3.2.2. Les filtres de G1

L'avancement des études lancées sur G1 est examiné par la Commission en décembre 1960. Le rapport de sûreté a été présenté à la Sous-Commission par le Centre de Marcoule lors d'une réunion au mois de Septembre. Au vu de ce rapport, la Sous-commission a jugé nécessaire de préciser certains points mis en évidence par l'étude de l'accident maximum prévisible et les consignes à prendre dans l'éventualité d'un tel accident. C'est pourquoi la décision a été prise de créer deux groupes de travail : un

²⁸² PV CSIA 1/7/60, p. 10.

²⁸³ Décision HC 60.2 G1, signée F. Perrin, du 1/7/60.

Groupe de travail chargé d'étudier les problèmes d'incendie d'un canal, et un Groupe de travail chargé des questions de filtration de l'iode.

La direction du premier groupe a été confiée à M. Martin du Centre de Marcoule. Il présente en commission l'expérience qui a été mise sur pied. Il s'agit d'une maquette consistant à étudier systématiquement, par chauffage électrique du combustible, les conditions de déclenchement d'un incendie, sa propagation d'un canal à l'autre ainsi que les meilleures méthodes d'extinction. Cette présentation provoque une discussion sur l'accroissement de la vitesse d'oxydation du graphite qui a séjourné un certain temps dans les piles et sur les méthodes de protection contre ce phénomène. Le haut-commissaire demande que l'expérience ait lieu sur du graphite «sali» artificiellement pour se placer dans des conditions comparables à la réalité.

En ce qui concerne les études sur les filtres à iode, le Groupe de travail s'oriente vers l'utilisation de filtres à charbons actifs disposés sur un circuit de secours placé en dérivation du circuit normal : en cas d'accident on basculerait de la ventilation directe, à débit normal, à une ventilation à faible débit, passant sur les filtres à iode. La tenue des charbons actifs nécessitant une baisse de la température du gaz à moins de 100°, le Haut-Commissaire appelle l'attention sur un autre procédé basé sur l'utilisation de tours de lavage à hyposulfite. Mais cette solution s'avère difficile à mettre en œuvre dans une installation déjà existante comme G1.

L'installation des filtres à iode sur G1 fait l'objet d'un examen en décembre 1961.²⁸⁴ Le projet de filtres, d'une efficacité de 10^3 , a reçu l'accord du Centre de Marcoule. Son coût s'élève à 1.190.000 NF, auxquels s'ajoutent 180.000 NF de travaux de génie civil. Le Haut-Commissaire tient à bien resituer le problème : si la pile G1 doit fonctionner encore longtemps, il est nécessaire de la munir de filtres à iode, mais il n'y a pas une extrême urgence. En effet, il rappelle que du fait de la répétition des recuits Wigner, une forte élévation accidentelle de température dans le réacteur risque d'entraîner des conséquences dont la gravité croît avec le temps. Les recuits Wigner laissent en effet s'accroître la fraction de l'énergie spécifique contenue dans le graphite, libérable seulement à une température supérieure à celle qu'il est possible de faire atteindre au graphite lors des recuits. Il estime donc nécessaire de munir G1 de filtres dès l'année suivante, si l'on est assuré que G1 doit être utilisée pendant plusieurs années. Par contre, il estime que ce n'est pas indispensable si la production de G2 et G3 permet de se passer de G1 rapidement. M. de Rouville, Directeur du Centre de Production de Plutonium de Marcoule, au contraire, pense qu'il serait peut-être plus nécessaire encore d'installer cette sécurité constituée par le filtre à iode dans l'hypothèse où la pile G1, cessant d'être utilisée comme engin de production industrielle, le serait alors fort probablement comme engin expérimental. Selon lui, c'est en effet dans le cas de cette utilisation expérimentale que l'on peut s'attendre à voir effectuer sur le réacteur quelques «acrobaties» qui entraîneraient sans doute plus de risques d'une élévation accidentelle de température que la marche routinière actuelle de G1 à puissance constante.

La question de l'utilisation future de G1 n'étant de toute façon pas tranchée, la Commission décide d'autoriser²⁸⁵ le fonctionnement de la pile, sans filtres à iode, pour

²⁸⁴ PV CSIA, Séance du 5 décembre 1961.

1962, étant entendu que cette autorisation ne pourra être renouvelée si, à l'expiration de ce délai, les travaux d'installation des filtres n'ont pas été décidés et entrepris. Le Haut-Commissaire demande à la Direction des Productions et au Centre de Marcoule d'étudier le problème de l'installation des filtres à iode en fonction du programme ultérieur d'utilisation du réacteur. Ce programme devra être précisé dans un délai assez court, de l'ordre de six mois, afin que, le cas échéant, une demande d'ouverture de crédit puisse être présentée au plus tard au Comité de l'énergie atomique de juillet 1962.

En octobre 1963²⁸⁶, alors que la discussion en commission porte à nouveau sur l'augmentation de la température de fonctionnement de G1, les positions restent identiques. François de Vathaire, chef du GTSP, expose les améliorations apportées à la sûreté du réacteur. Piatier, à nouveau, se demande si le gain de production de plutonium possible, certainement faible, vaut la peine d'accroître les risques. Il estime qu'il s'agit d'un type de réacteur «à ne pas pousser» car il est probable que le graphite de G1 devient de plus en plus «chatouilleux» au fur et à mesure des essais et des recuits : il faut éviter à tout prix un échauffement exagéré, car une rupture de gaine reste toujours possible, malgré les progrès réalisés. De Rouville, Directeur du Centre de Production de Plutonium de Marcoule, est, lui, favorable à l'augmentation, Bourgeois aussi. Francis Perrin pour sa part estime qu'on se trouve devant un accroissement du risque, faible, mais difficile à évaluer. Il lui semble qu'il serait raisonnable de faire un essai de fonctionnement à la nouvelle température envisagée ($300^{\circ} \pm 25^{\circ}$) pendant une durée limitée à trois mois, après le prochain recuit et examen du résultat, et après vérification de l'efficacité des filtres. La Commission accorde donc une autorisation provisoire.

4.3.3. Le relèvement des températures de G2-G3

4.3.3.1. Rédaction du rapport de sûreté de G2-G3

L'obligation promulguée par la CSIA de rédiger des rapports de sûreté, et la nécessité qui en découle de mener des études pour justifier les arguments avancés, s'avère une démarche fructueuse pour la sûreté. En effet, les premières études menées en vue de la rédaction du rapport de sûreté de G2 G3 ont fait ressortir les dangers consécutifs à certains accidents, jusque-là passés inaperçus. Ces études ont mis en évidence, en décembre 1960, le fait que la rupture brutale du circuit de refroidissement principal peut entraîner des «désordres graves»²⁸⁷ tels que l'éjection des cartouches en acier, libérant ainsi une réactivité supérieure à l'antiréactivité des barres de contrôle, ou encore la déformation de l'empilement de graphite, empêchant la chute des barres, ou la rentrée d'air dans le circuit de refroidissement, suivie d'une oxydation plus ou moins vive du magnésium des cartouches et du graphite. Ces premières études ont conduit à prendre un certain nombre de mesures pour éviter l'éjection des cartouches d'acier, alors qu'une

²⁸⁵ Ibid.

²⁸⁶ PV CSIA, Séance du 1/10/63.

²⁸⁷ PV CSIA, Séance du 21 décembre 1960.

étude a été confiée au groupement GAAA pour préciser les phénomènes à l'origine de ces dangers. Le Haut-Commissaire demande, en plus de ces études, qu'on évalue les conséquences extérieures de ces effets, et que l'on étudie la possibilité d'assurer une protection mécanique des canalisations les plus importantes.

Quelques mois plus tard ²⁸⁸, M. Bourgeois peut tirer quelques conclusions des études en cours concernant l'étendue des conséquences possibles d'un accident dans G2-G3. Au vu des études réalisées, il escompte qu'il n'y aura pas de difficultés trop grandes en ce qui concerne un «envol» éventuel des cartouches, et que le massif de graphite sera assez stable pour que les déplacements possibles n'empêchent pas la chute des barres. Le Haut-Commissaire attire l'attention sur la nécessité de diminuer les risques d'accident, en particulier en prenant des précautions contre un sabotage éventuel, et il demande d'étudier la possibilité de renforcer certains organes du système de refroidissement. Il est nécessaire de préciser que sur G2 et G3 les énormes systèmes de refroidissement, si essentiels au maintien de cette fonction de sûreté, sont situés à l'extérieur des bâtiments.

4.3.3.2. Examen du rapport de sûreté de G2-G3

Le rapport de sûreté des piles G2 et G3 est examiné par la commission en mars 1963, mais la Sous-Commission de Sûreté des Piles n'émet pas de proposition de décision. D'un point de vue technique, trop d'incertitudes demeurent, trop d'études sont en cours dont les résultats sont importants pour pouvoir porter un jugement. Mais ici, dans le doute, on continue l'exploitation comme avant. A aucun moment, dans les comptes-rendus de séance au cours des années 60-69, une décision n'a été prise pour l'autorisation de G2-G3 suivant des critères de sûreté.

En mars 1963, M. Bourgeois se propose de faire devant la Commission une revue générale des études de sûreté effectuées sur G2 G3. Si le caisson du réacteur «a répondu à tous les espoirs qu'on avait placés en lui», si la peau d'étanchéité ne soulève pas de problème, la question des tuyauteries du circuit primaire est jugée particulièrement importante, à cause des conséquences possibles d'une rupture brutale. Une telle rupture semble «extrêmement improbable», mais M. Bourgeois estime qu'on doit néanmoins en envisager les conséquences. Un certain nombre d'études sont en cours dont certaines conduisent d'ores et déjà à des améliorations : pour les tuyauteries il est prévu une modification des supports, l'installation d'appareils de mesure, la mise en service d'un code d'entretien. Le système de contrôle est également amélioré, les chambres des chaînes de contrôle seront doublées pour se mettre en conformité avec la doctrine de la Commission consistant à disposer de sécurité par coïncidences 2 de 3. Les câbles de suspension des barres de contrôle sont remplacés par des tiges flexibles qui procurent la même sécurité de chute, tout en éliminant les risques de rupture.

M. Bourgeois relate que les ruptures de gaine sont en nombre relativement faible et n'ont pas d'inconvénients marqués, mais il reste à vérifier que l'activité du circuit primaire et de la DRG demeurent dans des limites acceptables. Dans le cas contraire, ces ruptures de gaine conduiraient à arrêter ou du moins à décharger la pile ce qui justifie l'intérêt des

²⁸⁸ PV CSIA, Séance du 15 mars 1961.

contrôles du métal des gaines et de l'examen des cartouches avariées. Dans ces deux domaines des améliorations sont apportées par la mise en service dans les usines d'appareils de contrôle non destructifs mesurant la taille des grains des barreaux.

Mais certaines améliorations ne sont pas possibles sur des piles déjà existantes comme G2 et G3 : par exemple, la proposition du Haut-Commissaire d'installer des limiteurs de débit en cas de rupture des tuyauteries, comme c'est le cas sur les piles EDF²⁸⁹, n'est guère envisageable après coup.

D'autres études dont on attend les résultats concernent les effets thermiques de l'accident de dépressurisation : des calculs sur machine ont été menés mais une expérience sera faite pour vérifier la validité des méthodes de calcul utilisées. Ceci dit, Bourgeois n'est pas sûr qu'il soit possible de réaliser les conditions pratiques de l'expérience.

Le président de la SCSP termine son exposé en indiquant qu'il ne propose pas de décision particulière à la CSIA pour le moment car il faut attendre le dépouillement des expériences et mesures en cours pour mieux définir les paramètres de fonctionnement de G2 et G3. Les consignes futures de fonctionnement en marche normale dépendront de ces résultats.

4.3.3.3. Puissance globale ou puissance spécifique ?

La question du relèvement des températures des gaines de G2 G3 est abordée à la demande du Centre de Marcoule lors de la sixième réunion de la Commission, le 5 décembre 1961. M. Bourgeois analyse en séance les facteurs permettant d'évaluer les limites possibles de températures : à l'entrée c'est l'effet Wigner qui est le facteur limitant; à la sortie, c'est la température de fonctionnement normal qui doit être compatible avec un emploi correct des matériaux, et en cas d'accident grave (rupture d'un circuit principal de CO₂), il faut se soucier de la température maximale atteinte par la gaine. Cette dernière température dépend elle-même de trois paramètres : le temps de chute des barres en cas d'accident, la température de fonctionnement et la puissance spécifique au moment de l'accident. Des calculs ont été faits sur une machine IBM 7090 qui permettent d'évaluer les températures atteintes dans plusieurs cas, obtenus en faisant varier les trois paramètres précédents. Compte tenu des résultats de ces calculs ainsi que des avis recueillis en Grande-Bretagne, M. Bourgeois estime qu'il est possible d'autoriser l'augmentation de température demandée mais sous certaines conditions : la température maximale sur gaine doit être fixée à 440°, avec toutefois possibilité de dépasser cette température sur une dizaine de canaux jusqu'à 455°; la puissance globale doit être limitée à 240 MW; cette autorisation doit être accordée sous réserve de l'installation d'un dispositif de sécurité automatique assurant la chute de toutes les barres dans un délai de moins de trois secondes.

M. de Rouville, Chef de Marcoule, conteste le bien-fondé d'une limitation de la

²⁸⁹ Sans anticiper sur la suite des événements, précisons que depuis 1956, EDF s'est lancé dans un programme de construction de tranches UNGG sur le site de Chinon dont les trois premiers réacteurs EDF1, EDF2, EDF3, engagés respectivement en 1956, 1957 et 1959 divergeront en 1962, 1964 et 1966.

puissance totale, ce qui amène M. Bourgeois à préciser que cette limitation est un moyen commode pour obtenir la limitation de la puissance spécifique. De Rouville insiste, lui, sur la possibilité d'augmenter la puissance globale du réacteur, sans dépasser les températures limites et la puissance spécifique limite sur les canaux, par exemple en assurant un meilleur aplatissage du flux²⁹⁰. Francis Perrin adopte une position plus souple que Bourgeois et se rallie à la façon de voir de Rouville, estimant que le rôle de la Commission est de fixer au Centre de Marcoule la température sur gaine et la puissance spécifique à ne pas dépasser, à charge pour le Centre d'en déduire les consignes d'exploitation susceptibles d'être appliquées par le personnel de conduite de la pile à l'aide des indications figurant au tableau de contrôle. Mais cette souplesse dans les conditions d'exploitation est contrebalancée par l'exigence que la chute de toutes les barres soit effectivement assurée, en moins de trois secondes, par un dispositif automatique. M. de Rouville demande alors au Haut-Commissaire si un dispositif plus perfectionné, assurant une chute des barres plus rapide, permettrait d'envisager des conditions d'exploitation plus poussées. Francis Perrin estime que oui.

En conclusion de ce débat, le Haut-Commissaire reprend les trois conditions formulées par Bourgeois, en remplaçant la limitation de la puissance globale par une puissance spécifique maximale fixée à 4 MW/tonne. Mais il ajoute que ceci n'est possible que si la pile se trouve dans des conditions normales de fonctionnement. Le Haut-Commissaire insiste enfin sur la nécessité, pour obtenir des conditions de fonctionnement plus poussées, d'avoir un réacteur en parfait état de fonctionnement. Il rappelle le récent accident de SL1 à Arco, où de multiples imperfections ou défaillances d'appareillage, jugées minimales, ont été tolérées, se sont accumulées, et ont finalement abouti à une catastrophe.

Ces préventions du Haut-Commissaire soulignent une nouvelle fois le rôle des accidents dans la prise en compte du risque nucléaire, et le caractère international très précoce de la sûreté. L'accident évoqué par Perrin est survenu le 3 janvier 1961 aux Etats-Unis sur le petit réacteur (3 MWth) à eau bouillante appelé SL1 (Stationary Low Power Reactor N°1), en fonctionnement depuis août 1958. SL1 est l'un des 17 réacteurs du Centre National d'essais de réacteur d'Idaho. Une fausse manœuvre lors d'une opération de maintenance a provoqué le déclenchement de la réaction en chaîne à un seuil où elle est devenue explosive. Les trois techniciens ont été retrouvés morts : l'un est mort sur le coup, traversé par une barre de contrôle et projeté au plafond par le couvercle du réacteur. Les deux autres sont morts dans l'heure qui a suivi du fait des fortes doses qu'ils ont reçues. Cet accident a constitué la première explosion accidentelle d'un réacteur. La puissance a probablement atteint 20 000 MW au moment de l'accident et la pression interne dans la cuve 35 atm. La décontamination du réacteur aura duré un an, il sera complètement rasé.

²⁹⁰

L'irradiation des différentes cartouches dépend de leur position dans le cœur, elle est maximale au centre. Aplatir le flux permet d'irradier plus uniformément les cartouches et avoir ainsi des températures plus homogènes. La question est de savoir où se trouve le maximum de température de gaine : dans quelle partie de la cartouche, dans quel canal. On distingue ainsi les zones centrales, intermédiaires et périphériques. L'aplatissage du flux se fait soit par positionnement d'absorbants soit par l'insertion des barres de contrôle.

Ce que souligne le Haut-Commissaire à propos de cet accident, c'est le fait que ce réacteur avait subi de nombreux incidents et était exploité avec un certain laisser-aller. Dans leur livre consacré aux accidents nucléaires, Pharabod et Schapira décrivent l'état du réacteur peu avant l'accident, et cela fait froid dans le dos : «les barres de contrôle ont tendance à se coincer. Les opérateurs ont reçu la consigne de les monter et de les baisser de temps en temps entre certaines limites, afin de s'assurer qu'elles sont toujours capables de «chuter» pour arrêter la réaction en chaîne. C'est parce qu'il devenait clair qu'une maintenance sérieuse devenait nécessaire que le réacteur avait été arrêté.»²⁹¹

4.3.3.4. Le facteur α_m

Plusieurs discussions à propos de la fixation d'un paramètre α_m méritent d'être reproduites. Elles mettent à nouveau en évidence des conflits de priorité ou des divergences d'appréciation à l'intérieur même du Commissariat, entre d'une part les responsables du Centre de Marcoule de la Direction des Productions, et d'autre part le Président de la Sous-Commission de Sûreté des Piles Jean Bourgeois. Ces épisodes témoignent du fonctionnement général de la Commission en même temps qu'ils montrent des discussions sans compromission entre les diverses parties en présence. Nous voyons également comment une relation mathématique empirique débouche sur un problème administratif important, puisqu'il concerne l'attribution des responsabilités pour la sûreté des installations. On retrouvera plus tard le même type de débat, cette fois à propos d'un code de calcul, autour duquel se cristallisent des rapports de force, des questions de délimitations de compétence.

La CSIA a été amenée à fixer les conditions limites de fonctionnement des réacteurs de Marcoule, G2 et G3, en utilisant une relation «assez empirique»²⁹² entre la température sur gaine - condition de sûreté - et les températures d'entrée et de sortie du gaz carbonique, qui conditionnent la puissance des réacteurs et ainsi le niveau de la production de plutonium.

Lors de la séance du 19 janvier 1963, la CSIA avait fixé la température limite de gaine à 475°. Compte tenu d'une marge d'erreur possible de 20°, la température de pilotage avait été fixée à 455°. Les températures de gaine n'étant pas mesurées directement par thermocouple en marche normale, il a été nécessaire d'établir une relation entre la température maximum de gaine (θ_{gm}) d'un canal et la température du gaz qui est mesurée à la sortie de chaque canal. Cette relation est exprimée par le rapport $\alpha_m = \frac{\theta_{gm} - \theta_g}{\theta_s - \theta_g}$ où α_m (α_m) représente le coefficient d'échauffement maximum des gaines par rapport au gaz.

La valeur de α_m donne, pour chaque canal dont on connaît la température d'entrée

²⁹¹ Pharabod, J.-P., Schapira, J.-P., Les jeux de l'atome et du hasard, Calmann-Lévy, Paris, 1988, p. 69.

²⁹² Selon les termes du PV de la CSIA, séance du 11/12/63.

(\square_e) et la température de sortie (\square_s) du CO_2 , la valeur de la température maximum de gaine. Inversement la température maximum de gaine étant fixée, la connaissance de \square_m donne la valeur de la température de sortie de pilotage, l'optimisation de la puissance se faisant par diminution de \square_m .

Lors de la séance de décembre 1963, le Centre de Marcoule, estimant avoir acquis une bonne expérience de l'utilisation de cette relation, rapporte qu'il a cherché, tout en respectant la limitation de température sur gaine, à augmenter la température moyenne de fonctionnement, de façon à accroître la puissance totale. Il a ainsi procédé à des modifications de chargement pour améliorer le rapport température moyenne sur température maxima. Marcoule a alors consulté la Sous-Commission de Sûreté des Piles, qui s'est trouvée «dans l'incapacité de prévoir les phénomènes pouvant résulter de la manœuvre des barres de pilotage»²⁹³ et en particulier les basculements de flux résultant du déplacement de certaines barres. Cette incapacité a amené la sous-commission à demander au Centre de Marcoule de faire des expériences pour évaluer de manière plus précise la valeur du coefficient \square entrant dans la formule qui relie les températures sur gaines et la température du CO_2 .

Les responsables de Marcoule, estimant avoir procédé à ces expériences de façon très soignée, arrivent à la conclusion que l'on peut adopter des valeurs de \square inférieures au chiffre admis initialement. La Sous-Commission de Sûreté des Piles n'est pas d'accord avec cette conclusion. Elle estime que compte tenu des variations importantes de \square qui ont été constatées, ce paramètre ne peut plus traduire de façon simple les limitations de température imposées. M. Bourgeois estime donc qu'il est prudent de continuer à appliquer la valeur maxima trouvée pour \square (soit 1,36).

Ce débat autour de la détermination du coefficient \square se résume en définitive à un choix à faire entre un risque, qui reste à déterminer au mieux, afin de satisfaire les impératifs de production, et un fonctionnement dans des conditions moins favorables mais plus sûres. M. Bourgeois estime en effet qu'avant le dernier aplatissement de flux, celui-ci était assez stable et l'on disposait d'une assez large marge de sécurité lorsqu'on déplaçait les rideaux de barres. Avec les nouvelles configurations des réacteurs de Marcoule, le réglage est devenu beaucoup plus délicat. Il lui semble donc nécessaire, si l'on veut améliorer encore la puissance des piles de Marcoule, de repenser le problème et d'élaborer un programme d'études sur machines à Marcoule, les moyens actuellement disponibles étant arrivés au bout de leurs possibilités.

M. Mabile, présent à la réunion de la CSIA en tant que Directeur des Productions au CEA et à ce titre responsable du Centre de Marcoule, estime qu'en l'attente du résultat de telles études, «il ne s'agit pas pour le moment de faire mieux, mais de ne pas faire moins bien que ce qui se fait actuellement.» Il souligne, ce qui montre tout l'enjeu des modifications effectuées, qu'un retour aux conditions de fonctionnement antérieures ferait perdre 20 MW de puissance et la qualité de Plutonium correspondante. Il insiste à nouveau sur la qualité et le sérieux des études effectuées à Marcoule : 17 configurations ont été examinées, parmi lesquelles il paraît possible de définir 2 ou 3 configurations à proscrire. Mabile estime qu'en définitive, il s'agit d'apprécier les conséquences du choix

²⁹³ Selon les termes de Bourgeois, PV CSIA 11/12/63.

d'un coefficient α plus ou moins grand, sur le plan de l'accident maximum prévisible, et que cette question mérite un débat approfondi en CSIA, débat qu'il serait souhaitable de tenir à Marcoule.

M. Mabile précise par ailleurs que le choix du coefficient α est essentiellement du domaine des consignes d'exploitation et qu'il appartient donc au Directeur de Marcoule - sous entendu, et non à la SCSP - de fixer ces consignes, de manière à respecter les conditions posées par la CSIA. Cette remarque provoque une réaction de Bourgeois insistant sur le fait que par ce biais, la CSIA n'est pas maîtresse des conditions de sûreté de fonctionnement des piles : il rappelle que l'autorisation, accordée par note du Haut-Commissaire le 19 janvier 1962, d'augmenter la température de fonctionnement de G2 G3 imposait une température maximale sur gaine de 455° et une puissance spécifique des éléments les plus chargés de 4 MW par tonne; mais cette autorisation ne fixait pas de valeur pour α , le Centre de Marcoule devant toutefois communiquer les consignes d'exploitation à la Sous-Commission de Sûreté des Piles.

Pour le directeur des productions, la non fixation d'une valeur de α peut être considérée comme une lacune de l'autorisation précédente. Ceci dit, M. Mabile se rallie entièrement à l'idée d'une étude sur machine du programme de pilotage.

Concluant cette discussion, Francis Perrin estime qu'il est nécessaire d'associer un calculateur au pilotage des piles G2 G3, ajoutant que l'idéal serait peut-être même d'aboutir à une liaison automatique de ce calculateur avec le pilotage de ces piles. En attendant l'établissement de ce programme et l'achat de la machine, qui devraient demander un délai de l'ordre d'une ou deux années, M. Bourgeois demande que la situation de ces piles soit réglée de manière nette. Il affirme ne pas être opposé à ce qu'un accord provisoire soit donné au Centre de Marcoule pour l'utilisation des valeurs 1,28 et 1,32 proposées, jusqu'à ce que la CSIA ait pu étudier l'affaire plus complètement, à Marcoule. Francis Perrin donne son accord à cette autorisation provisoire et demande au Centre de Marcoule de réunir toutes les données et les résultats de mesures susceptibles d'éclairer la Commission sur ce problème et d'établir un rapport de synthèse, en vue d'une réunion dont la date est prévue pour le mois de février.

La réunion restreinte de la CSIA se tient le 18 février 1964 à Marcoule.²⁹⁴ Dans son exposé introductif, M. Mabile tient à rappeler quels sont les enjeux : les piles de Marcoule sont, en France, les seuls réacteurs de puissance dans la filière graphite-gaz fonctionnant à un rythme industriel. A ce titre, on leur impose un programme de production de plutonium très tendu qu'il ne sera possible de respecter, notamment en raison des défaillances du réacteur EDF1, qu'en profitant au maximum des possibilités d'augmentation de la puissance effective de G2 et G3. D'autre part, elles constituent pour la Direction des Matériaux et Combustibles Nucléaires (DMCN) un outil expérimental irremplaçable pour l'expérimentation de combustibles nouveaux.

Pour remplir au mieux son double objectif de production et d'expérimentation, le Centre de Marcoule a fait des études et pris des dispositions (réseau d'absorbants, aplatissage longitudinal de températures de gaines) en vue de maximiser la puissance

²⁹⁴ PV CSIA, Séance du 18/2/64.

des piles. Les autorisations de fonctionnement de G2-G3 fixent une valeur limite de températures de gaine et de puissance spécifique. Dans ce cadre, diverses consignes de pilotage ont été élaborées au fur et à mesure que des modifications ou expériences permettaient une meilleure connaissance des paramètres des réacteurs. M. Mabile estime que c'est l'ensemble de ce travail qu'il convient de soumettre à l'avis de la CSIA pour fixer de façon plus précise les conditions de fonctionnement de G2 et G3, au vu des études et expériences faites à Marcoule.

M. de Rouville expose alors les points essentiels de ces études et essais, en séparant les deux aspects de la sûreté des réacteurs : d'une part le fonctionnement normal et la température limite de gaine; d'autre part l'accident maximum prévisible et la puissance spécifique maxima. En fonctionnement normal, la valeur du coefficient κ est essentiellement fonction du débit dans le canal considéré et de la distribution du flux neutronique. Cette dernière étant fortement influencée par la position du réseau d'absorbants et des barres de contrôle, Rouville explicite en détail ces influences respectives sur les calculs des températures de gaine. Différentes expériences ont été menées dont les résultats amènent Marcoule à demander un abaissement du coefficient pour optimiser la puissance. Pour montrer les enjeux sous-jacents à ces discussions autour du paramètre, les diverses modifications effectuées et ayant conduit à abaisser le coefficient κ de 0.12, ont permis un gain de puissance totale de 21 MW pour chacune des piles, soit l'équivalent de la production de G1.

Une deuxième présentation examine les situations accidentelles en cas de dépressurisation du circuit de refroidissement. Sont passées en revue la mesure des températures de gaine, la mesure des températures de sortie du CO₂, la précision du calcul des températures de gaine, et la tenue du combustible. L'accident maximal prévisible est ensuite examiné. Les différents cas de rupture de tuyauteries de CO₂ et les dégâts mécaniques qu'ils engendrent dans le cœur du réacteur sont envisagés. Le cas le plus pénalisant retenu, celui qui entraînerait le maximum de dégâts mécaniques, est celui d'une rupture de canalisation à l'entrée primaire périphérique. La question est de vérifier qu'un nombre suffisant de barres chuterait malgré tout, ce qui est le cas. Une discussion s'engage sur les hypothèses retenues concernant la vitesse de dégonflage du circuit et sur le débit de gaz dans chacune des zones de la pile. Face au cumul d'hypothèses défavorables, Francis Perrin, à la suite de Rouville, pense qu'il est «raisonnable de rééquilibrer ces hypothèses» pour tenir compte de «leur degré de probabilité et de vraisemblance.» Certains cumuls d'hypothèses correspondent visiblement à des impossibilités physiques.²⁹⁵ Le Haut-commissaire pense «qu'un gros effort doit être fait pour s'assurer, dans l'éventualité d'un tel accident, qu'un nombre suffisant de barres soit introduit.» Pour cela, il propose que soient étudiées d'une part, la possibilité de faire chuter très rapidement certaines barres non utilisées en fonctionnement normal, d'autre

²⁹⁵ Pour donner au lecteur une idée de la teneur des discussions techniques, nous noterons qu'il s'agit de la discordance entre deux hypothèses : d'une part, l'hypothèse de chute normale de la quasi-totalité des barres de contrôle malgré les décalages probables de lits de graphite, hypothèse prise à l'extrême limite favorable de la plage d'incertitude sur le comportement des barres de contrôle; d'autre part, l'hypothèse de l'absence complète et définitive de débit de gaz dans certains canaux au bout de 0,5 seconde, même si l'aggravation apportée par l'entrée d'air humide est supprimée, hypothèse prise du côté le plus défavorable de la plage d'incertitude sur la poursuite de la circulation de CO₂ dans les canaux après l'accident.

part, la possibilité d'introduction d'absorbants dans certains canaux réservés à cet effet. La résolution de ces problèmes doit constituer l'objectif essentiel des études de sécurité. C'est la première conclusion que Francis Perrin tire de la réunion. Au vu des résultats présentés par Marcoule, le Haut-commissaire conclue également le débat en acceptant une augmentation de la température de gaine et une diminution du coefficient κ .

4.3.3.5. Rapports de force autour d'un code de calcul

Mais la cause n'est pas encore entendue puisque la question de l'élévation de température de G2 G3 revient en discussion deux ans plus tard lors d'une séance de la Commission²⁹⁶. Cette fois, les différents points de vue se s'affrontent autour d'un code de calcul.

M. Stohr²⁹⁷, Chef du Département de Métallurgie de la DMCN, estime qu'il n'y a pas de crainte à avoir quant à la stabilité du métal de base. Il examine ensuite si l'élévation de température risque d'augmenter le nombre de fuites par «coup de loquet». Il rappelle que pour l'année 1964-1965 G2 a connu 18 fuites de gaine dont 7 coups de loquet et 6 chocs. G3 a eu 10 fuites, dont 4 coups de loquet et 5 chocs. Il mentionne qu'on n'avait pas remarqué au début de l'exploitation de G2 G3 de coups de loquet et qu'il est donc possible que l'augmentation de température entraîne une augmentation du nombre de ruptures de gaines; une étude est en cours pour diminuer les effets de ces coups de loquets. Par ailleurs, l'état actuel des tuyauteries est jugé satisfaisant, elles sont d'ailleurs contrôlées et entretenues périodiquement, conformément à un «code d'entretien» établi par le Bureau Veritas. Comme M. Stohr indique que le métal employé pour les canalisations est le plus mauvais de tous ceux qui existent, Bourgeois souligne que la Sous-Commission n'admettrait pas sans autre examen que le gaz atteigne 400° à la sortie du cœur, après mélange.

Le Président de la SCSP passe ensuite à l'examen de l'accident de dépressurisation. Ce problème avait été étudié au cours d'une réunion tenue en juillet, à la suite de laquelle il avait été amené à proposer que le Centre de Marcoule effectue, à l'aide d'un code mis au point par le GTSP, les calculs permettant de déterminer les températures maximales atteintes en cas d'accident de ce type. Selon lui ce sont les ingénieurs du Centre qui sont le mieux à même d'introduire dans ces calculs des données (courbes de flux en particulier) résultant des mesures et des conditions d'exploitation. Pour Bourgeois, ce calcul devient en somme une opération de routine. M. Mabile n'est pas d'accord avec cette procédure qui reporte trop lourdement les responsabilités sur le Centre : il estime les ingénieurs du Centre tout à fait capables de faire les calculs nécessaires, mais le recours à des services extérieurs, sous une forme à déterminer, lui paraît nécessaire. Une série

²⁹⁶ PV CSIA, Séance du 3 février 1966.

²⁹⁷ Jacques Stohrest entré au CEA en avril 1947 pour étudier et construire un spectrographe de masse. En fait, il s'est attelé à la question du frittage de l'oxyde d'uranium du fait de ses connaissances acquises lors des études de dégazage et de fusion des métaux dans le domaine des fours à vide et à hydrogène. Il a ainsi fait partie de l'état major chargé de la réalisation de Zoé, plus particulièrement chargé de la partie «physique industrielle». Directeur du Fort de Châtillon de 1947 à 1951, il a été depuis lors responsable des éléments combustibles des piles.

de problèmes sont à envisager : le contrôle des données de base, la vérification du calcul et enfin le contrôle, a posteriori, que lorsqu'on pilote avec les limites de température calculées, la marche de la pile correspond bien aux courbes de flux admises à l'origine.

M. Bourgeois estime que, sur le plan technique, la procédure qu'il a proposée est la meilleure. Il affirme que le code est valable : or pour faire un bon calcul, il faut être très au courant de ce qui se passe, et, sur le plan des données influant sur la sécurité, le Centre de Marcoule est beaucoup mieux placé que le GTSP qui sera toujours en infériorité pour la connaissance précise de l'état réel du réacteur. En réponse à M. Sornein, Chef du Service des Programmes de Production à la Direction des Productions, soulignant que la validité des mesures faites importe autant que le calcul proprement dit, M. Bourgeois précise qu'il ne dispose pas de moyens suffisants pour effectuer cette vérification.

La question est épineuse mais pas nouvelle : M. Horowitz rappelle que ce problème s'était déjà posé il y a quelques années lorsque le DEP établissait les cartes de flux dans les piles de Marcoule : le DEP a passé la main au Centre qui a très bien pris la relève. De même avec EDF, la Direction des Piles Atomiques²⁹⁸ (DPA) encourage la formation d'équipes stables, en qui l'on puisse avoir confiance. Une remarque d'Horowitz résume parfaitement la difficulté du dialogue autour de la sûreté entre exploitants et experts de sûreté : «Si les choses s'améliorent, si la confiance naît, on peut se rapprocher des limites de sûreté : sinon on doit en rester éloigné». D'autre part, dans l'exploitation des piles de Marcoule, Horowitz estime qu'il faut distinguer l'exploitant immédiat et les Services Centraux du Centre, séparés de l'équipe de conduite : ces Services peuvent procéder à une analyse plus fine de la situation, vérifier que les conditions de base sont inchangées et, en cas de modification, alerter le GTSP sur les changements intervenus.

De son côté, le Haut-Commissaire envisagerait une solution sous la forme d'inspections par sondages, ou bien sous la forme de contacts périodiques. M. Mabile, lui, propose qu'à chaque fois qu'une modification de chargement nécessite un nouveau calcul, le document correspondant soit adressé au GTSP; le Centre considérerait alors que le GTSP a donné son accord s'il n'a pas formulé d'observations dans un délai de quinze jours. Il propose ensuite que le GTSP prenne des contacts, de temps en temps avec le Centre. D'accord avec l'idée des contacts, Bourgeois note qu'en fait, chaque fois que Marcoule a fait appel à lui, le GTSP a répondu rapidement, mais que pour avoir une action efficace, le GTSP doit être renseigné systématiquement et rapidement, ce qui n'est généralement pas le cas. Il fait également remarquer que les textes organisant la CSIA n'ont pas donné mission d'inspection au GTSP. Enfin, il souligne qu'en ce qui concerne les piles de Marcoule - installations classées secrètes - il n'y a pas d'inspections sous la responsabilité du Ministre chargé de l'Energie Atomique, dans le cadre du décret du 11 décembre 1963²⁹⁹, ce qui rendrait la situation des hautes autorités du CEA d'autant plus délicate, en cas d'accident. Et il conclue sur la nécessité d'organiser ce contrôle.

²⁹⁸ La Direction de la Physique et des Piles Atomiques (DPPA) a été scindée en deux Directions en 1962 : la Direction des Piles Atomiques (DPA) confiée à Jules Horowitz, et la Direction de la Physique confiée à M. Baïssas. La Direction des Piles Atomiques chapeaute 5 départements et un service : Le Département des Etudes des Piles (Bourgeois), le Département de Construction des Piles (Maillard), le Département des Piles Expérimentales (Chauvez), le Département de Recherche Physique (Vendryes), le Département de Propulsion Nucléaire (Chevallier), et le Service de Calcul Electronique (Amouyal).

Le Haut-Commissaire clôt en effet le débat sur le constat que le problème d'ensemble du contrôle des relations du GTSP et du Centre est un problème délicat qui devra faire l'objet de décisions au sommet.

Car c'est bien de cela qu'il s'agit, après un détour par le code de calcul : après une tentative de Bourgeois de s'assurer du respect par Marcoule des marges de sécurité, tout d'abord par des moyens indirects (limitation de la puissance globale, respect d'un coefficient κ , utilisation d'un code de calcul), le problème est posé de façon crue : qui contrôle ?

Cette question soulevée, M. de Vathaire revient aux aspects techniques de l'accident de dépressurisation. Mais il est interrompu par le Haut-Commissaire qui considère qu'il ne s'agit pas là de problèmes de sûreté, mais de problèmes d'exploitation. La délimitation des rôles n'est pas évidente : c'est un reproche qui sera souvent fait aux experts ou aux autorités de sûreté que de s'immiscer dans ce qui est du ressort du concepteur ou de l'exploitant. L'exploitant critique le fait que l'expert ne se contente pas seulement de vérifier que toutes les dispositions ont été prises, mais qu'en proposant - ou parfois, sous prétexte de proposer - des solutions, il outrepassa son rôle en tentant de dicter à l'exploitant les mesures qu'il doit prendre pour faire fonctionner son installation.

Dans le cas présent, le pilotage de l'installation dépend et d'un code de calcul et des données qui lui sont fournies. Or le GTSP fournit le code, Marcoule les données, ce qui rend leur collaboration obligatoire, et pose le problème de la responsabilité en cas de problème : celle de l'exploitant ou celle du GTSP. La collaboration entre les deux est peut-être une bonne solution «sur le plan technique», elle l'est moins sur le plan juridique. Au passage, on notera qu'une solution jugée bonne sur le plan technique selon les termes de Bourgeois, nécessite un bon dialogue, des relations de confiance.³⁰⁰

Résumant le débat entre Rouville, Bourgeois et Horowitz, Perrin conclut que, du seul point de vue de la sûreté, on peut autoriser une température maximale sur gaine de 490° dans les canaux expérimentaux des deux réacteurs G2 G3, et autoriser une température maximale sur gaine de 485°C dans les canaux normaux de l'un des deux réacteurs, choisi par le Centre, pour une période de six mois. A l'issue de cette période, la Commission examinera si un nouveau palier d'augmentation de température sur gaine est possible dans les canaux des réacteurs.

Chapitre 5. Les études de sûreté au Commissariat à

²⁹⁹ Voir plus loin. Le décret du 11 décembre 1963 est la première intervention de l'administration en matière d'énergie atomique. Le décret prévoit une procédure pour l'autorisation des installations atomiques et une inspection. Mais les installations militaires ne sont pas concernées par le décret. C'est le CEA qui conserve la responsabilité des piles «secrètes». Or le CEA n'a pas à cette date de corps d'inspecteurs.

³⁰⁰ Chacun peut savoir d'expérience qu'il suffit d'introduire les bonnes données dans un code de calcul pour arriver au résultat escompté, à charge ensuite de maquiller les paramètres introduits comme étant des données expérimentales.

l'énergie atomique

La sûreté nucléaire, telle qu'elle s'institutionnalise au sein du CEA, ne comporte pas qu'un aspect de contrôle. D'ailleurs, dans cette phase de développement qui couvre les années cinquante et la première moitié des années soixante, il est hors de question de se référer à une quelconque norme puisque les appareils qui en seraient l'objet n'existent pas encore. Une des originalités de la sûreté nucléaire est son volet «études» qui permet aux spécialistes d'être en contact permanent avec l'évolution des connaissances scientifiques et techniques. Ce savoir les rend à même d'évaluer et de contrôler en connaissance de cause. Dans cette première période de la sûreté au CEA, les deux aspects, contrôle et études, sont étroitement liés et il est souvent difficile de distinguer dans le discours des hommes de la sûreté ce qui est du ressort exclusif de la sûreté de ce qui est du registre du développement. Ceci est d'autant plus vrai qu'on est réellement en pleine phase d'acquisition des connaissances.

Un certain nombre de questionnements, d'études, sont nécessairement communs aux hommes qui s'occupent du développement et à ceux qui commencent à se spécialiser dans la sûreté. Les données de base ne sont pas encore établies ou confirmées par l'expérience. Projeteurs et hommes de la sûreté s'attellent à la résolution de ce problème. Leur appartenance à un même organisme, dans un même département, permet le transfert des connaissances de l'un vers l'autre domaine, et ne peut apparaître que comme un avantage aux yeux des uns et des autres. La citation suivante du Chef du Service des Expériences critiques du Département des Etudes de Piles, explicite ce tronc commun de connaissances qui, en 1961, restent à acquérir. «[Les expériences critiques] sont réalisées afin de vérifier la validité des calculs et des théories en usage pour le calcul des piles. En principe, une connaissance complète des sections efficaces des matériaux, en fonction de l'énergie des neutrons, devrait permettre au physicien et à l'ingénieur de calculer les distributions spectrale et énergétique des neutrons dans une pile, et, par suite, de déterminer, dans tous leurs détails, les caractéristiques d'une pile en projet. En pratique, la complexité des piles de puissance, les incertitudes de certaines données «élémentaires» et la précision indispensable pour les projets font que les théories et les méthodes de calcul doivent être essentiellement utilisées comme un moyen d'approche et d'interpolation entre les résultats obtenus dans des mesures globales très précises, sur des réseaux aussi voisins que possible de ceux projetés. Il convient donc d'effectuer des études théoriques et expérimentales «élémentaires» portant sur les différents phénomènes et d'effectuer des études globales sur des «géométries» simples, en se rapprochant du réseau final.»³⁰¹

En plus des connaissances communes qui restent à acquérir, les ingénieurs qui se spécialisent dans la sûreté appartiennent tous au CEA et ont vocation au développement

³⁰¹ D. Breton, «Les expériences critiques dans le nouveau site de Cadarache», *Energie Nucléaire*, vol. 3, N°1, janvier-février 1961, pp. 22-24, p.22.

de l'énergie atomique et à faire bénéficier les projets de leurs connaissances particulières, de sûreté. L'ambiguïté est également entretenue par le fait que les spécialistes de la sûreté estiment que leur intervention doit se situer le plus en amont possible des projets. D'un point de vue institutionnel, la « confusion » des rôles est matérialisée par le fait que le chef du Département des Etudes de Piles, Jean Bourgeois, est également le responsable de la sûreté. Cela est d'ailleurs en plein accord avec sa philosophie de la sûreté qui doit apporter une aide et non pas être une entrave bureaucratique. Mais de par sa position, Jean Bourgeois dispose d'un véritable veto sur les projets lorsqu'il estime qu'au point de vue de la sûreté des problèmes se posent. Il reste à la sûreté à acquérir la reconnaissance de son utilité par les concepteurs.

5.1. Enjeu des études de sûreté : contribuer également à la compétitivité économique de l'énergie atomique

Après l'époque des prototypes vient la phase des réalisations industrielles, dans une sorte de course à la compétitivité de l'énergie d'origine atomique. Jusque-là, l'un des principaux moyens utilisés par les ingénieurs pour garantir la sûreté au moment de la conception de ces prototypes a été de prendre de larges marges de sécurité pour parer aux incertitudes de leurs connaissances du fonctionnement de ces installations. Dans le cadre de la recherche de compétitivité industrielle, s'ouvre une nouvelle ère pour la sûreté nucléaire : par une meilleure connaissance des phénomènes en jeu dans les réacteurs et donc par une meilleure connaissance des marges de sécurité prises au début de façon conservatoire, la sûreté offre la possibilité de diminuer ces surdimensionnements et ainsi réduire les coûts. La sûreté peut ainsi jouer un rôle afin de rendre l'énergie atomique compétitive face aux autres sources d'énergie.

La diminution de ces marges - quand elle s'avère possible - est assurément gage d'un meilleur rendement de l'installation, en permettant par exemple une augmentation des températures de fonctionnement. Les spécialistes de sûreté constituent de fait une nouvelle branche du développement de l'énergie atomique, un groupe qui doit assurer sa légitimité vis-à-vis du reste de la communauté nucléaire. Pour cela, ils utilisent cet argument de la diminution des marges de sécurité pour démontrer que la sûreté nucléaire n'est pas que l'empêchement de tourner en rond, mais qu'en plus d'assurer la protection du personnel et des installations, elle est un des éléments décisifs de l'obtention de la compétitivité économique.

Un exemple en est donné par Bourgeois en juillet 1962, dans le *Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques (BIST)* du CEA. Publication mensuelle interne au CEA en 1954, elle est diffusée à l'extérieur à partir de 1956. Le numéro de juillet 1962 est le premier consacré exclusivement aux problèmes de sûreté. Il fait suite au premier colloque de l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique dédié à la sûreté des réacteurs et aux méthodes d'évaluation du risque («Reactor Safety and Hazards Evaluation Techniques»), qui s'est déroulé du 14 au 18 mai 1962 à Vienne (Autriche). Il a regroupé quelque 225 participants représentant 30 pays et six organisations internationales. Environ 45 papiers y furent présentés, dont un par Bourgeois et ses collègues³⁰², ce qui constitue une première intervention française à l'échelon

en vertu de la loi du droit d'auteur.

international en matière de sûreté.

Bourgeois conclue l'article introductif à ce numéro du *BIST* par une justification des études de sûreté menées sur les réacteurs à graphite : «Les études effectuées jusqu'ici ont permis d'autoriser l'augmentation de la puissance des réacteurs G. Elles ont donc eu une incidence économique non négligeable sur le fonctionnement des réacteurs de puissance de cette filière.»³⁰³

Parmi d'autres, l'une des questions cruciales qui se pose en ce début des années 60 est de savoir si l'on pourra rapprocher les installations atomiques des centres urbains. L'éloignement est un facteur non négligeable du prix de l'électricité ainsi produite à cause du coût des lignes de transport qu'il faut installer lorsque les centrales nucléaires sont situées loin des consommateurs. Ces préoccupations économiques sont clairement exprimées comme étant le fondement du développement de vastes programmes de recherches sur la sûreté des réacteurs, ce qu'on appelle les études de sûreté, en France et dans les autres pays.

Le rapport annuel de l'USAEC pour l'année 1966 exprime sans fard ce souci en précisant qu'un «gros effort a été de nouveau initié en 65 dans ces quatre directions [développement et recherche de sûreté des réacteurs, engineering field tests, R&D sur le contrôle des effluents, Analyse et évaluation], pour fournir une assurance supplémentaire que les grandes centrales nucléaires du futur puissent être situées, de façon sûre, dans ou à proximité de zones fortement peuplées.»³⁰⁴ La position affirmée par la France en 1964 lors de la troisième Conférence internationale de Genève est sur la même longueur d'onde quand elle déclare en conclusion de son intervention sur les études de sûreté menées en France : «Les réacteurs futurs, bien que présentant des performances élevées (températures, pressions, puissance spécifique), devraient avoir un degré de sûreté amélioré par rapport aux réacteurs déjà construits, car les résultats des études de sûreté et l'expérience acquise dans l'exploitation des réacteurs auront pu être utilisés pour l'établissement des projets. A la longue, on peut envisager que les centrales nucléaires pourront être installées dans des sites proches des agglomérations, mais ce ne sera sans doute pas avant 10 ou 20 ans, car les incertitudes subsistantes, l'insuffisance d'expérience d'exploitation et surtout l'aspect psychologique tendront à maintenir un certain temps la politique actuelle, qui consiste à installer les réacteurs dans les meilleurs sites disponibles à l'échelle de chaque pays.»³⁰⁵ La question reste encore ouverte en 1965. Bourgeois réaffirme ce but qu'il assigne aux études de sûreté dans un article

³⁰² Bourgeois, J., Costes, D., Henri, C., Segot, C., «Problèmes de sécurité des réacteurs de puissance à uranium naturel, modérés au graphite et refroidis au gaz», Actes du colloque de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs, Vienne, 14-18 mai 1962, IAEA, STI/PUB/57, SM-24, pp. 151-170.

³⁰³ Bourgeois, Jean, «Etudes concernant la sûreté des réacteurs», *BIST*, n°63, Juillet 1962, pp. 4-8, p. 7.

³⁰⁴ USAEC, Annual Report, January 1966, p. 133. Le texte original est le suivant : «to provide additional assurance that large nuclear powerplants of the future may be safely located in or near high population zones.» (Nous soulignons).

³⁰⁵ De Vathaire François, Vernier Philippe, Pascouet Adrien, «Conception de la sûreté en France et influence des impératifs de sûreté sur la conception des réacteurs», Rapport CEA - R 2655, présenté à Genève, 1964, A Conf. 28/P/82, 1964, p. 16.

Atompraxis, la revue allemande de l'énergie nucléaire qui consacre un numéro spécial aux réalisations françaises : «L'ensemble des connaissances rassemblées permet aujourd'hui de pronostiquer que dans un futur proche, des réacteurs de puissance de ce même type [UNGG] pourront être rendus suffisamment sûrs, grâce à des recherches et des essais spécifiques, afin de les placer, où cela devrait être nécessaire.»³⁰⁶

Mais ne nous y trompons pas, les articles publiés dans *Atompraxis*, ou les communications présentées lors des Conférences internationales de Genève ont aussi des visées propagandistes. Il s'agit de promouvoir les réalisations françaises et leur brillant avenir. Ce sont ces aspects qui sont mis en avant. La seule lecture de ces textes peut faire apparaître les experts de sûreté assez peu exigeants, les montrant en somme plus apologistes que contrôleurs. Or, en interne, leur contrôle est bien réel, et les difficultés - qui n'apparaissent pas dans ces textes qui s'adressent à des concurrents ou à de futurs clients potentiels - sont bien mises sur la table, les points qui posent problème sont soulevés, questionnés, évalués, sans concession. Cette attitude consistant à ne pas aborder publiquement les difficultés rencontrées - tout en les prenant en compte en interne - sera l'une des caractéristiques de l'expertise de la sûreté nucléaire en France pendant plusieurs décennies.

Après la question du rapprochement des centrales nucléaires des grandes agglomérations, la deuxième grande interrogation posée aux spécialistes de la sûreté est de savoir si, compte tenu des risques des réacteurs, l'enceinte de confinement est bien nécessaire. On se souvient qu'historiquement aux Etats-Unis, le deuxième moyen envisagé - après l'éloignement - pour protéger les populations du danger des radiations avait été d'entourer les réacteurs d'une enceinte étanche chargée de contenir de manière ultime les produits de fission en cas d'accident. Or le coût élevé de ces structures pousse les promoteurs de l'énergie nucléaire à en questionner la nécessité. Les réacteurs de Marcoule, eux, n'étaient pas dotés d'enceinte de confinement. On estimait en effet que la puissance spécifique de ce type de réacteur était suffisamment faible pour limiter le risque de fusion du cœur et que le caisson en béton précontraint était suffisamment solide pour assurer également le confinement. Par contre, étant donné leurs caractéristiques propres, une enveloppe de sécurité avait été jugée nécessaire pour les autres filières de réacteurs étudiées en parallèle par le CEA : les réacteurs à eau et les réacteurs à neutrons rapides.

5.2. Les études générales de sûreté

A la suite des travaux démarrés aux Etats-Unis et en Grande-Bretagne, le CEA lance à son tour un programme d'études de sûreté.

Ces études se répartissent en études dites «générales» car elles sont communes à toutes les filières de réacteurs, et en études propres à chaque filière. Ces dernières ont un financement qui est assuré par les budgets de construction ou d'exploitation, tandis que

³⁰⁶ Bourgeois, J., «Die Reaktorsicherheit», *Atompraxis*, 11, Heft 11/12, 1965, pp. 639-645, p. 639. traduit par nos soins. Le texte allemand étant : «Die Gesamtheit der gesammelten Kenntnisse gestattet jetzt die Vorhersage, daß in relativ naher Zukunft Leistungsreaktoren gleich welchen Typs durch spezifische Untersuchungen und Versuche ausreichend sicher gemacht werden können, um sie da aufzustellen, wo es notwendig sein sollte.»

les études générales de sûreté entreprises dans divers services et coordonnées par le GTSP sont financées sur le budget de la Direction du Cabinet du Haut-Commissaire. D'abord installés à Saclay, les ingénieurs du Groupe Technique de Sûreté des Pilles (GTSP) sont répartis à partir de 1964 entre Saclay et Cadarache. A Saclay ils effectuent l'examen des rapports de sûreté et la coordination des études de sûreté menées par les différents services. A Cadarache ils effectuent surtout les calculs de sûreté et les expérimentations. Les sujets importants dans ces études de sûreté sont l'extension des programmes de calcul sur machines afin d'évaluer quantitativement les phénomènes transitoires pouvant se produire lors d'accidents, la réalisation de dispositifs de sûreté spéciaux tels que des fusibles, l'amélioration des enveloppes de sûreté, la mise au point de filtres, les études sur les effets des tremblements de terre sur la protection des réacteurs.

Le programme d'études de sûreté porte principalement sur les différentes filières de réacteurs développés au Commissariat : les réacteurs de puissance (refroidis au gaz et modérés au graphite ou à l'eau lourde), les réacteurs de recherche refroidis à l'eau ordinaire ou encore les réacteurs à neutrons rapides. Les centrales à eau sous pression ou eau bouillante ne font pas l'objet d'études de sûreté en France jusqu'à la fin des années soixante.

Une grande partie des études s'attache aux accidents susceptibles de prendre en défaut une ou plusieurs des trois barrières classiques : la gaine, le circuit de refroidissement et si elle existe, l'enceinte de confinement munie de ses dispositifs de filtration. Quelle que soit la filière, deux types principaux d'accident sont envisagés par les ingénieurs du GTSP : les accidents de refroidissement d'une part et les accidents de réactivité d'autre part. Faisant le bilan de plusieurs années d'études³⁰⁷, le chef du GTSP, François de Vathaire, affirme que dans la plupart des types de réacteurs, les problèmes de sécurité les plus importants sont en fait liés aux accidents de refroidissement. C'est la marque d'une évolution, car jusque-là, l'accent avait été surtout mis sur les accidents de réactivité, comme en témoignent les études américaines Borax et Spert. Mis à part les réacteurs à neutrons rapides où les phénomènes sont moins bien compris, les accidents de réactivité pouvant conduire à l'explosion du réacteur semblent exclus. Les accidents de refroidissement concentrent l'essentiel de l'attention. Et l'on juge que les plus problématiques parmi ces accidents sont ceux consécutifs à une dépressurisation du circuit primaire. Ces accidents de dépressurisation nécessitent des calculs et des essais pour évaluer les dégâts des structures, l'évolution de température du combustible et la libération des produits de fission, problèmes dont la résolution fait l'objet du programme d'études de sûreté.

Parmi les études générales, celles menées sur les «enveloppes de sécurité» méritent une mention spéciale étant donné leur importance sur le plan économique, mais aussi parce qu'elles constituent un élément essentiel et original de la sûreté des réacteurs nucléaires par rapport aux autres installations industrielles à risque. Ces études sur les

³⁰⁷ De Vathaire, F., Vernier, P., Pascouet, A., «Conception de la sûreté en France et influence des impératifs de sûreté sur la conception des réacteurs», Communication à la Troisième Conférence des Nations Unies sur l'Utilisation pacifique de l'énergie atomique, Genève 1964, 28/P/82, Rapport CEA R2655, 19p, p. 2.

enceintes ont été initiées en France dans le droit fil des études américaines, et ce dès le début des années soixante, dans l'optique d'obtenir une sûreté à moindre coût. Or la question du prix de ces enceintes est d'autant plus importante qu'il peut en aller de l'avenir de telle ou telle filière de réacteurs. L'ingénieur responsable des études de sûreté au GTSP expose sa démarche en 1962 dans le *BIST* du CEA : «La réalisation d'une enveloppe de grande dimension, devant tenir une pression dépassant parfois plusieurs kg/cm², avec des ouvertures d'accès et cependant un degré d'étanchéité sévère, est un problème difficile et coûteux. Aux Etats-Unis, où les réalisations d'enveloppes ont été assez nombreuses, on estime que le prix de revient d'une telle enveloppe varie de 75 à 250 NF par kilowatt installé : c'est beaucoup. Aussi, il faut étudier le problème de cette enveloppe de très près, afin de ne pas grever inutilement le budget de l'installation»³⁰⁸. Dès cette époque il existe une abondante littérature sur la question des enveloppes de sûreté. L'ingénieur du GTSP fait le bilan de toutes les enveloppes construites dans le monde. On peut constater que la plupart ont une même nuance d'acier, mais surtout qu'elles ont toutes été calculées d'après un même code, le code américain «ASME Boiler and Pressure Vessel (section 8)», qui exige un facteur de sécurité de 4 par rapport à la limite de rupture du métal. L'auteur pense que ce facteur de sécurité est «très sévère», du fait qu'il part notamment d'hypothèses très pessimistes. Selon lui, des conditions plus réalistes permettraient de réduire de moitié la pression maximale utilisée dans les calculs. «On voit que des études plus poussées permettraient de réduire sensiblement les caractéristiques et donc le prix de revient de ces enveloppes», conclut-il.

5.3. Les études de sûreté relatives aux réacteurs de puissance de la filière graphite

La filière des réacteurs modérés au graphite et refroidis au gaz comprend l'essentiel des centrales de puissance construites ou en construction en France dans la première moitié des années soixante. Ce type de réacteur présente un certain nombre de particularités favorables du point de vue de la sûreté, comme le rappelle Jean Bourgeois en 1965 dans son article d'*Atompraxis*³⁰⁹. Dressant un portrait quasi idyllique de ces installations, il rappelle que la réactivité disponible lorsque le réacteur est chaud est limitée à une valeur faible ce qui tempère l'amplitude des excursions de puissance. Le coefficient de température de l'uranium utilisé est négatif ce qui a pour conséquence de diminuer la réactivité en cas d'augmentation de la température et donc de produire un effet stabilisateur immédiat. Le coefficient de température du modérateur quant à lui peut devenir positif avec l'irradiation, mais il intervient avec une constante de temps de plusieurs minutes, ce qui laisse le temps aux automatismes ou aux opérateurs de prendre les mesures adaptées. A ces propriétés intrinsèques s'ajoute le fait que la durée de vie des neutrons est relativement grande, particularité qui associée au faible excédent de réactivité limite la vitesse des variations de puissance. D'autre part, ce type de réacteur a de telles dimensions que l'on doit disposer de multiples barres absorbantes pour façonner

³⁰⁸ Mattera, R., «Les enveloppes de sécurité des réacteurs nucléaires», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 49-75, p. 52.

³⁰⁹ Bourgeois, Jean, «Die Reaktorsicherheit», *Atompraxis*, 11, Heft 11/12, 1965, pp. 639-645.

le flux de neutrons; du fait de ce grand nombre de barres, toute anomalie dans le fonctionnement des mécanismes de commande d'une barre de contrôle ne peut avoir que des conséquences limitées. Le dioxyde de carbone de son côté a une faible section de capture, ce qui entraînerait de faibles perturbations neutroniques en cas de variation de pression du gaz. Enfin, le bloc de graphite composant le modérateur possède une très grande capacité calorifique et une bonne capacité de conductibilité thermique, ce qui limite toute propagation en cas d'accident sur un canal et permet de disposer d'une grande capacité de stockage de la chaleur en cas de problème de refroidissement.

Les études de sûreté proprement dites concernant les réacteurs à graphite ont fait l'objet d'une présentation au Colloque de l'AIEA de mai 1962.³¹⁰ M. Bourgeois et ses collègues donnent en quelque sorte une définition de l'objectif de la sûreté de fonctionnement : «limiter la dispersion des produits de fission dans l'atmosphère en cas d'accident.» Et ils explicitent la méthode devenue célèbre dite «des barrières» : «Ces produits sont contenus, avant l'accident, dans les gaines des cartouches d'uranium. Il faut qu'ils ne franchissent pas la double barrière constituée par la gaine et par l'enceinte de pression, et l'on s'attachera donc à ce que chacune de ces barrières tienne séparément le mieux possible.» Cette communication est la première, un peu plus de deux ans après la création officielle d'un organisme spécialisé sur les questions de sécurité des réacteurs, où la méthodologie d'évaluation de la sûreté est exposée de façon systématique. Les idées se sont bien clarifiées et on peut désormais circonscrire précisément le champ de la sûreté nucléaire : «Nous nous bornons à étudier les accidents dits «majeurs» où l'une de ces deux barrières est rompue. Le problème à résoudre est d'assurer de façon satisfaisante l'intégrité de la seconde. Dans le cas d'accidents entraînant une rupture de l'enceinte tenant la pression, il faut analyser le comportement mécanique des structures internes et la tenue des cartouches de combustibles ainsi que le comportement thermique de celles-ci après l'accident. Ces comportements font l'objet d'études séparées, dont les résultats sont utilisés dans l'évaluation des divers accidents globaux à étudier. La gravité de ceux-ci sera appréciée en considérant d'une part le prix de réparations, mais surtout, en ce qui nous concerne, la quantité de produits radioactifs disséminés dans l'atmosphère, et les dommages qui sont liés à cette émission. Si la résistance d'une partie de l'enceinte à l'égard des diverses agressions possibles est constamment surabondante et peut être vérifiée comme telle, on se dispense de considérer les risques liés à l'éclatement de cette partie de l'enceinte. Pour un réacteur donné, on détermine donc au départ les parties du circuit où l'on peut craindre une rupture; la définition de «l'accident maximum croyable», si elle s'avère nécessaire, s'effectue en choisissant le mode de rupture le plus défavorable.»³¹¹

Du déroulement qualitatif d'un accident qui provoquerait une rupture d'enceinte, Bourgeois et ses collègues déduisent les études élémentaires de sûreté à mener : étude

³¹⁰ Le texte du BIST de juillet 1962 est le même que celui de la présentation faite au colloque de Vienne. Seul le titre change : à Vienne le mot sécurité est utilisé alors qu'on parle de sûreté dans le BIST. Bourgeois, J., Costes, D., Henri, C., Ségot, C., (CEA), Lamiral, G., (EDF), «Les problèmes de sécurité des réacteurs de puissance à uranium naturel modérés au graphite et refroidis au gaz», IAEA, STI/PUB/57, SM-24, pp. 151-170, Vienne, 1962, ou : Bourgeois, J., Costes, D., Henri, C., Lamiral, G., Ségot, Ch., «Les problèmes de sûreté des réacteurs de puissance à uranium naturel modérés au graphite et refroidis au gaz», BIST-CEA, N°63, Juillet 1962, pp. 9-24.

des processus de rupture d'enveloppe de pression, calcul des forces aérodynamiques en cas de dégonflage brutal avec diverses hypothèses de rupture, appréciation des effets mécaniques de ces forces, appréciation du fonctionnement effectif des barres de sécurité, calcul des températures maximales atteintes dans l'hypothèse de l'arrêt subit du refroidissement, détermination des températures d'inflammation des matériaux constituant le cœur, essais de chocs sur des cartouches chaudes et enfin appréciation de la capacité de rétention des produits radioactifs par les diverses structures au cours de l'échappement du flux gazeux.

Les résultats de ces études permettent de prendre un certain nombre de dispositions pratiques, argumente Bourgeois, tout en contribuant à faire progresser la technologie des réacteurs : elles sont donc d'une grande utilité pour les concepteurs qui peuvent ainsi avoir une meilleure connaissance des conditions de puissance et de température auxquelles les gaines peuvent être soumises pour qu'elles ne fondent ni ne s'enflamment dans le cas d'un accident de dégonflage qui provoquerait un fort échauffement. Grâce aux études de sûreté ils peuvent déterminer les sections des tuyauteries aux raccordements avec les caissons contenant le cœur pour qu'en cas de rupture de tuyauterie les débits de fuite ne soient pas tels qu'ils désorganisent l'empilement. Ils peuvent choisir les modes de construction des caissons parmi ceux qui sont les moins sujets à rupture, les soumettre à des conditions où toute fissure ait peu de possibilité de se développer. Ces études de sûreté apportent également aux concepteurs les moyens d'envisager des systèmes d'arrêt neutronique fonctionnant même en cas de désorganisation importante de l'empilement.

C'est donc une vision «utile» des études de sûreté qui est présentée : les études doivent permettre d'orienter les projets, dès la conception, dans une direction qui favorise la défense des installations.

5.4. Les études de sûreté relatives aux réacteurs de puissance de la filière eau lourde-gaz

5.4.1. Le projet EL4

La sûreté des réacteurs de puissance de la filière à eau lourde a été étudiée dans le cadre du projet EL4³¹², conçu sur les principes éprouvés à EL3. La réalisation d'EL4 est engagée par le CEA en 1961 et sa construction débute en 1962, en Bretagne, sur le site de Brennilis. D'une puissance de 70 MWe, le réacteur est refroidi par gaz carbonique sous une pression tenue par des tubes de force, à l'intérieur desquels sont disposés les éléments combustibles. Le réacteur est constitué par une cuve en acier inoxydable remplie d'eau lourde faisant office de modérateur. La centrale sera réalisée en commun par le CEA et EDF, le CEA étant chargé de la partie nucléaire, EDF de la salle des

³¹¹ Bourgeois, J., Costes, D., Henri, C., Lamiral, G., Ségot, Ch., «Les problèmes de sûreté des réacteurs de puissance à uranium naturel modérés au graphite et refroidis au gaz», BIST-CEA, N°63, Juillet 1962, pp. 9-24, p. 10.

³¹² EL4 sera la seule centrale de puissance de la filière «eau lourde» construite en France.

machines. Les études sont confiées à la société Indatom faisant office d'architecte industriel.³¹³

Aux yeux des ingénieurs du GTSP, ce type de réacteur présente l'avantage de ne pas offrir les conditions propices à de graves accidents, malgré son niveau de puissance élevé.³¹⁴ De «nombreuses études» de sûreté ont malgré tout été menées concernant le comportement du combustible en cas de dégonflage. Tout d'abord de «nombreux essais» sur maquettes ont été effectués en vue de permettre une meilleure évaluation de la rupture d'un tube de force, considérée comme l'accident maximum prévisible.

D'après les concepteurs³¹⁵, une telle rupture ne devrait pas entraîner une grande libération de produits de fission parce que les gainages des éléments combustibles d'EL4 doivent être réalisés dans un métal pouvant supporter une forte température. Ils ont cependant fait mener des études en particulier du point de vue de la tenue de la cuve du réacteur, de l'éjection du modérateur et de la tenue des tubes de force voisins. Par mesure de prudence, ils ont également envisagé le cas d'une rupture d'un tube de force cumulée avec la mise hors service des dispositifs de soufflage et de secours : ceci les a amenés à étudier la question de l'enceinte de sûreté, qui serait alors le seul moyen efficace de protéger les abords de la centrale. Plusieurs variantes d'enceintes ont été envisagées, que ce soit en acier ou en béton, de forme cylindrique ou sphérique. Il faut dire que les dimensions d'une centrale de puissance à eau lourde - à la différence des centrales UNGG beaucoup plus volumineuses - autorisent la construction d'une telle enceinte étanche renfermant le réacteur, les circuits nécessaires au refroidissement ainsi que les salles de chargement et de déchargement du combustible. Mais là aussi, l'enceinte a un coût. Si cette dernière était justifiée au moment de la décision de construction par le manque de connaissances établies, Bourgeois peut même se demander en 1965 si au vu des expériences et essais menés jusque-là, il ne sera pas possible de conclure à terme qu'elle n'est pas nécessaire.³¹⁶

Des études ont été menées³¹⁷ sur un accident de rupture de tube de force. Les conséquences d'une rupture brutale sur les structures de la cuve ont été envisagées, des

³¹³ Indatom est le deuxième Groupement de sociétés (avec GAAA) suscité à partir de 1956 par le CEA pour assurer le rôle d'architecte industriel. Indatom a été constitué par la Banque de Paris et des Pays-Bas, la Compagnie des Ateliers et Forges de la Loire (CAFL), la Compagnie Electro-Mécanique (C.E.M.), la Société Babcock et Wilcox, la Société Neyrpic, Péchiney, la Compagnie des Forges de Châtillon, Commentry et Neuves Maisons (C.C.N.M.), la Société Saint-Gobain Nucléaire (S.G.N.), la Société Générale de Télégraphie sans fil (C.S.F.). Robert Gibrat (X 1922), ancien Directeur de l'Electricité au ministère des travaux publics en 1940-41, Secrétaire d'Etat aux Communications en 1942 puis passé dans le privé, en est le Directeur Général en 1961.

³¹⁴ Cf. Bourgeois, J., «Die Reaktorsicherheit», op .cit., p. 642.

³¹⁵ Horowitz, J., Bailly du Bois, B., Naudet, R., «Le projet EL4», Energie Nucléaire, Vol. 3, N°6, 1961, pp. 369-389.

³¹⁶ Bourgeois, J., «Die Reaktorsicherheit», op. cit., p. 642.

³¹⁷ De Vathaire, F., Vernier, P., Pascouet, A., «Conception de la sûreté en France et influence des impératifs de sûreté sur la conception des réacteurs», Communication à la Troisième Conférence des Nations Unies sur l'Utilisation pacifique de l'énergie atomique, Genève 1964, 28/P/82, Rapport CEA R2655, 19p, pp. 3-6.

essais d'explosion de tube de force ont été réalisés sur un modèle 1/10^{ème}. Les résultats de ces études ont des conséquences pratiques importantes sur la construction de la cuve (pression de calcul de la cuve et système d'évacuation et de récupération de l'eau lourde expulsée par l'explosion). Des essais grandeur réelle ont été effectués pour évaluer les conséquences de la rupture sur le combustible, et sur le risque de dénoyage. Des études ont également été menées concernant les conséquences de la rupture d'un petit collecteur alimentant un tube de force. La possibilité de rupture d'un gros collecteur a également été prise en compte même si la fuite du fluide primaire qui en résulterait a une probabilité estimée de plusieurs ordres de grandeur inférieure à celle de la rupture d'un tube de force, compte tenu des coefficients de sécurité adoptés et du contrôle permanent des températures. La possibilité de la rupture d'un gros collecteur a cependant conduit à étudier les phénomènes aérodynamiques de dégonflage et les efforts correspondants sur les structures du cœur, la protection biologique et l'enveloppe de sûreté.

5.4.2. L'examen de la sûreté d'EL4

EL4 passe en Commission pour les essais de démarrage le 20 décembre 1966. L'objet de ce premier examen concerne uniquement l'autorisation pour les premières expériences à froid et sans puissance.³¹⁸ Un certain nombre de problèmes jugés «délicats» sont soulevés par Jean Bourgeois, comme la circulation du CO₂, l'échangeur ou la sécurité incendie. Les points les plus caractéristiques ayant retenu l'attention de la sous-commission sont présentés : il s'agit du tableau de contrôle, d'une méthode de mesure par empoisonnement de l'air, de l'empoisonnement du modérateur et de l'utilisation de barres gazeuses à hélium 3. Pour chacun de ces points, la sous-commission a demandé ou demandera la vérification de certains systèmes, si besoin testés sur d'autres installations, et la vérification des instruments de mesure des paramètres importants dans la sûreté en cas d'accident. Les Canadiens ayant soulevé un risque de fragilisation du zircaloy, Bourgeois invite la commission à s'assurer que ces risques sont réels.

Un nouvel examen d'EL4 occupe l'essentiel du Compte-rendu de la réunion de la CSIA du 25 avril 1967. Il s'agit cette fois d'autoriser la montée en puissance de la centrale.³¹⁹ Cet examen débute par la relation d'un incident survenu quelques jours plus tôt ayant rendu impossibles les opérations de chauffage nucléaire préalables à la montée en puissance. Un défaut de régulation de l'huile d'étanchéité sur une des trois turbo-soufflantes a finalement provoqué l'incendie des câbles d'alimentation électrique des pompes sur une longueur de 2 ou 3 mètres, interrompant toute alimentation électrique de ces pompes. Le problème provient du fait que les chemins des câbles d'alimentation de secours passaient par les mêmes conduits que les câbles d'alimentation normale. L'incident a également montré que les informations délivrées par les automatismes avaient été mal interprétées par le personnel, non suffisamment averti.

L'examen de la sûreté du réacteur s'engage alors. Les problèmes de sécurité

³¹⁸ PV CSIA, Séance du 20 avril 1966.

³¹⁹ PV CSIA, Séance du 25 avril 1967, pp. 3-12.

apparaissent moins sévères que pour les autres types de pile : EL4 dispose d'un combustible non oxyde, il n'y a donc pas de danger d'incendie du combustible. Le modérateur est liquide à basse température et ne peut pas alimenter un incendie. De plus, les gaines sont en acier inoxydable, un métal mieux connu que les autres et qui permet des températures élevées. Sont alors passés en revue les différents aspects de la physique du réacteur (M. Girard) : bilan de réactivité, vérification des protections, neutronique en puissance. Après une intervention de Bourgeois signalant une note du Département de Métallurgie montrant que de nombreuses inconnues subsistent sur les connaissances sur la tenue de la gaine et des structures, un ingénieur du GTSP (M. Ringot³²⁰) examine la sûreté de l'élément combustible. Les essais de sûreté menés par le GTSP dans la boucle à dépressurisation Pégase semblent montrer que, en pile, les allongements de la gaine avant rupture sont beaucoup plus faibles que ceux obtenus dans les essais hors pile. Les facteurs de sécurité sont cependant importants. Sont ensuite examinés les opérations de manutentions, le bloc réacteur, les circuits de CO₂. Sur ce dernier point, les transitoires thermiques, qu'ils soient amenés par le démarrage de l'installation ou par tous les incidents de soufflage et de chute des barres, posent des «problèmes sérieux». Les calculs de résistance des matériaux aux gradients thermiques ont mis en évidence un certain nombre de «points délicats». Des essais de cyclage thermique ont alors été lancés en chacun de ses points grâce à des mesures de température du métal et à des jauges de contraintes. Les résultats sont attendus en fin d'année.

En conclusion des exposés, M. Bourgeois propose une autorisation qui soit pour le moment limitée à une puissance thermique maximale de 25 MW et une température de sortie du CO₂ de 315°. Une nouvelle autorisation devra être sollicitée pour la suite des opérations. La commission accorde l'autorisation demandée.

Trois mois plus tard³²¹, la Commission examine une nouvelle demande d'autorisation de montée en puissance pour la centrale de Brennilis. Les essais effectués sont exposés par un ingénieur d'EL4 (Girard) : ils ont révélé quelques points qui posent des problèmes, c'est pourquoi ils restent sous surveillance, mais on estime qu'on pourra leur apporter des remèdes satisfaisants. La Commission examine alors le projet de décision présenté par la Sous Commission de Sûreté des Piles, qu'elle adopte.

EL4 est couplée au réseau en juillet 1967.

5.5. Les études de sûreté des réacteurs modérés et refroidis à l'eau ordinaire

Jusqu'en 1964 les études de sûreté au CEA ne concernent que les filières de réacteurs de puissance développées par le Commissariat. C'est pourquoi la sûreté des réacteurs à

³²⁰ Claude Ringot est diplômé de l'Ecole Centrale de Paris en 1953. Il travaille depuis 1956 dans la recherche en matière d'énergie nucléaire, en tant que responsable du développement des éléments combustibles des réacteurs gaz-graphite, à eau lourde, puis à haute température et à eau légère.

³²¹ PV CSIA, Séance du 16 juin 1967.

eau ordinaire sous pression ou à eau bouillante ne fait pas l'objet d'études jusqu'à cette date. Cependant, EDF participe à la Centrale à eau sous pression de Chooz, et le CEA suit l'important programme d'études de sûreté que l'AEC développe dans ce domaine.³²²

La centrale franco-belge de Chooz, propriété de la SENA³²³ est la première centrale de la filière uranium enrichi modérée et refroidie à l'eau légère à fonctionner en France. Engagée en 1960, les premiers bétons sont coulés en 1962, le couplage au réseau aura lieu en avril 1967. Elle restera la seule centrale de cette filière jusqu'à la divergence du premier réacteur de Fessenheim en 1977. La sûreté de Chooz est examinée par la SCSP pour la première fois en avril 63, et passe devant la CSIA en juin 1966.

Par contre, si les problèmes de sûreté des grandes piles de puissance à eau légère sont nouveaux pour les ingénieurs du CEA, ils ont déjà acquis une expérience de cette filière grâce au développement et à la construction de réacteurs de recherche, les piles Triton, Mélusine, Siloé, Pégase, et Osiris. Bien que les piles de recherche à eau soient considérées comme possédant un degré de sûreté élevé et que la cinétique en soit relativement bien connue, les ingénieurs ont souhaité mieux préciser certains aspects de l'évaluation de leur sécurité, pour plusieurs raisons. La puissance de ces piles doit augmenter jusqu'à 5 puis 10 MW voire plus encore, afin de mieux comprendre certains phénomènes dangereux et fréquents tels que l'introduction dans le cœur de boucles d'irradiations dangereuses. L'autre raison qui pousse à étudier plus à fond les aspects de sûreté de ces piles est qu'on souhaite pouvoir construire ces réacteurs de recherche sur des emplacements proches des villes ou des universités.

Les piles à eau légère étudiées par le CEA jusque-là appartiennent à la catégorie des réacteurs piscine. Ce sont des piles qui disposent d'une bonne sécurité intrinsèque grâce aux particularités de leur cœur et à la protection apportée par la piscine³²⁴. En effet, le combustible utilisé est gainé d'aluminium et sa grande surface permet d'évacuer dans l'eau des flux de chaleur importants. Toute augmentation brutale de la puissance est contrecarrée par le jeu du coefficient de réactivité négatif du modérateur. La piscine présente par ailleurs plusieurs avantages : une bonne protection mécanique contre les dégagements d'énergie, une masse calorifique importante facilitant le refroidissement en cas d'arrêt du refroidissement forcé. Elle assure par ailleurs un confinement des produits actifs en cas d'accident éventuel sur le cœur.

Des études de sûreté ont été menées sur les accidents de réactivité, explosifs ou non, sur les oscillations spontanées et sur les réactions métal-eau. Des études ont également porté sur les accidents de refroidissement, car malgré leur faible probabilité pour ces réacteurs, un accident de ce type était tout de même survenu aux Etats-Unis sur

³²² De Vathaire et al., «Conception de la sûreté...», op. cit., p. 2

³²³ La Société d'Énergie Nucléaire franco-belge des Ardennes (SENA) appartient pour 50% à EDF et pour 50% à un groupement de producteurs belges d'électricité. Elle a été constituée le 25 mai 1960 pour la réalisation d'une centrale PWR sous licence Westinghouse dans les Ardennes, du côté français de la frontière.

³²⁴ Lacour, J., Rastoin, J., de Robien, E., de Vathaire, F., «Problèmes de sûreté des réacteurs de recherche modérés et refroidis à l'eau ordinaire», BIST-CEA, N°63, juillet 1962, pp. 25-30.

un réacteur de recherche à eau ordinaire, le Westinghouse Testing Reactor (W.T.R.) en 1960. L'influence de l'obstruction d'un élément combustible, le passage de la convection forcée à la convection naturelle en cas d'arrêt des pompes, ou la rupture du circuit de refroidissement comme celle de la piscine ont été particulièrement envisagés.

A la suite de ces études de sûreté sur les réacteurs de recherche à eau ordinaire, il a été jugé utile d'améliorer les connaissances sur les piles à eau dans certains domaines comme par exemple les conséquences des accidents destructifs sur l'intégrité du bâtiment réacteur, les risques d'oscillations de puissance et les accidents de refroidissement.

5.5.1. Un premier réacteur dédié aux études de sûreté : la pile Cabri pour les études de transitoires

L'évaluation des risques de ce type de réacteurs présente des difficultés liées aux incertitudes concernant la cinétique accidentelle du cœur et l'influence de la hauteur d'eau sur l'importance d'une excursion de puissance. Pour ces raisons, la CSIA a décidé la construction d'un réacteur spécialement destiné aux études de sûreté des piles à eau. La décision de construire Cabri³²⁵ doit permettre à la CSIA de disposer des moyens d'évaluer de façon plus réaliste les risques que comporte ce genre d'installations et aussi de déterminer plus exactement les marges de sécurité à respecter.

L'avant-projet de Cabri est étudié par le Groupement GAAA³²⁶ sous le patronage de la Direction des piles atomiques du CEA (Horowitz). L'organisation du programme expérimental et des études à effectuer ainsi que leur réalisation sont confiées à une équipe spécialisée du Département des études de piles appartenant au Service des études de protection des piles.

La pile Cabri, à Cadarache, est conçue essentiellement pour définir plus précisément les effets nucléaires, thermiques et mécaniques engendrés par des régimes transitoires, simulant des incidents ou des accidents sur les piles modérées à l'eau ordinaire. Cabri diverge pour la première fois en décembre 1963, la première excursion transitoire de puissance a lieu en avril 1964. Le premier objectif assigné aux expériences sur Cabri est de comparer les résultats des transitoires consécutifs à des introductions de réactivité à ceux des expériences SPERT effectuées aux Etats-Unis. Cabri est ensuite utilisée pour examiner le comportement d'éléments combustibles et de l'appareillage de contrôle et de commande. L'un des objectifs est aussi de définir des recherches théoriques pour mieux comprendre les phénomènes d'excursion, non plus en tentant de réaliser des expériences globales mais en essayant de déterminer successivement l'influence de différents paramètres comme le coefficient de température, la fraction de vide, les phénomènes d'ébullition, l'importance des paramètres hydrauliques, des phénomènes d'autolimitation

³²⁵ Ailloud, J., Millot, J.P., «La pile Cabri», Actes de la Troisième Conférence internationale de Genève, 1964, P/103, pp. 397-402.

³²⁶ Le Groupement Atomique Alsacienne Atlantique (GAAA ou G3A) provient de la réunion de la Société Alsacienne de Constructions Mécaniques (SACM) et des Chantiers de l'Atlantique. Son capital a été par la suite réparti en fonction des regroupements de société entre Babcock Atlantique, la Compagnie Générale d'Electricité, les Chantiers de l'Atlantique et l'Alsipi.

par les facteurs neutroniques et thermiques. On envisage d'utiliser Cabri pour les phénomènes neutroniques dont les variations sont très importantes et rapides, afin de revoir et d'approfondir les méthodes de calcul et les théories habituellement utilisées. Ceci doit conduire à des études à caractère fondamental concernant les équations-mêmes de la cinétique afin de déterminer la signification des paramètres utilisés comme la réactivité, le temps de vie ou la fraction de neutrons retardés. De la même manière, un certain nombre d'études fondamentales sur la conduction calorifique transitoire, l'ébullition en régime dynamique³²⁷ sont envisagées pour mieux comprendre les phénomènes thermiques.

5.5.2. Les accidents de refroidissement

Les transitoires correspondant aux accidents de refroidissement sont étudiés au CEA de Grenoble au moyen de trois boucles hors piles. Ces trois installations permettent au Service des Transferts Thermiques de Grenoble de mener des recherches expérimentales et théoriques grâce à des mesures de température et d'écoulement. Il s'agit de déterminer comment se produisent les échanges thermiques par convection naturelle ou par convection forcée, comment il serait possible de les améliorer pour éviter l'ébullition ou la retarder. Parmi d'autres, les expériences menées sur ces boucles hors pile schématisent un incident de refroidissement et évaluent les différents paramètres qui entrent en jeu. On tente ainsi de reproduire les conditions initiales d'un incident provoqué par la rupture d'une tuyauterie alimentant le cœur du réacteur Pégase ainsi que ses conséquences. Le but de ces recherches, menées également à Cadarache, est de permettre l'arrêt de tout comportement anormal d'un réacteur, grâce à une meilleure compréhension des phénomènes.

5.5.3. Essais destructifs pour la simulation d'accidents de réactivité

A cause de la trop grande différenciation de ces recherches à caractère phénoménologique, les responsables du GTSP ont décidé de prendre en considération la possibilité d'accidents destructifs à l'aide d'expériences à grande échelle.

En cas d'accident de ce type, la sûreté est garantie par la tenue de la cuve et de l'enceinte de confinement. Des expériences ont été montées où le dégagement d'énergie est simulé par un explosif spécialement fabriqué, qui imite les principales caractéristiques d'un accident nucléaire. Un modèle réduit est soumis à la détonation d'une charge donnée d'explosifs. La mesure de la pression et des forces exercées sur la maquette permettent de déterminer les critères mécaniques auxquels la cuve et l'enceinte devraient pouvoir résister. Ces essais de simulation d'accidents de réactivité destructifs sont menés au moyen d'explosifs spéciaux par les laboratoires de la Marine nationale à la Pyrotechnie de Toulon.

La cinétique des réacteurs à eau est étudiée avec Borax et Spert aux Etats-Unis, Cabri en France. Ces études ont montré qu'il n'est pas possible d'extrapoler les effets destructeurs à partir des effets d'une faible excursion de puissance car à forte puissance

³²⁷ Ibid.

un phénomène nouveau entre en jeu, assimilable à une explosion de vapeur, qui crée un pic de pression destructif. C'est pourquoi la CSIA a décidé de lancer un programme de recherche sur la simulation des fortes excursions de puissance. Outre la complexité des phénomènes de transferts thermiques impliqués dans ce type d'excursion, le responsable de ces essais justifie le recours à ce genre de simulation à grande échelle par le fait que les conditions pour des simulations conventionnelles exigent une grande précision dans la construction du modèle et qu'une telle précision ne peut être obtenue qu'à l'aide de systèmes à une échelle suffisamment grande ³²⁸. Cette simulation consiste à confectionner des charges explosives dont la superposition dans le temps doit permettre de reproduire la courbe puissance/temps observée lors de l'expérience finale sur Borax-1, prise pour base de la simulation en tant qu'excursion maximum connue à ce moment. Plus généralement, la complexité des situations accidentelles et la nécessité de recourir à de puissants moyens de calcul, «qui sont d'ailleurs souvent encore insuffisants pour appréhender l'ensemble du comportement dynamique en régime accidentel» ³²⁹, sont les arguments avancés pour justifier la nécessité d'effectuer des essais en vraie grandeur. Ces essais sont effectués sur des réacteurs spécifiquement conçus à cet effet, et vont parfois jusqu'à la destruction de l'installation.

5.6. La sûreté des réacteurs à neutrons rapides

Après les études pour les réacteurs UNGG et les réacteurs à eau lourde, les études de sûreté dans le domaine des réacteurs rapides sont la troisième priorité du CEA. Elles ont été initiées au départ pour répondre aux problèmes posés par la mise au point du projet Rapsodie.

5.6.1. Le projet Rapsodie

Les études ³³⁰ du premier prototype de réacteur à neutrons rapides du CEA commencent en 1957 à Saclay. Un avant-projet est défini à la fin de 1958 tandis que l'année 1959 est consacrée à des études physiques de base : neutroniques, thermiques, mécaniques, métallurgiques. Le développement de ce programme nécessite la création, au Département de Recherche Physique dirigé par Georges Vendryes, d'un Groupe d'Etudes de Piles Rapides ³³¹, chargé de la mise au point détaillée du projet. Par mesure de

³²⁸ A. Pascouet, «Nuclear-Power-Excursion Simulation in France», Nuclear Safety, Vol. 7, N°1, Fall, 1965. Pp. 20-25. Adrien Pascouet a été formé à l'Ecole Polytechnique puis à l'Ecole Nationale Supérieure du Génie Maritime. Il a été employé de 1958 à 1964 comme ingénieur de recherche au Laboratoire National de la Marine, chargé de l'étude et de la mesure des phénomènes transitoires. Il poursuit ses travaux comme Directeur technique de la Société pour le Développement des Recherches Appliquées, SODERA, qui travaille beaucoup pour le compte du CEA.

³²⁹ F. de Vathaire, «La sûreté des réacteurs : réalisations et tendances actuelles», Energie Nucléaire, Vol. 7, novembre 1967, p. 423.

³³⁰ G. Vendryes, «Rapsodie», Energie Nucléaire, vol. 3, N°1, 1961, pp. 25-46.

³³¹ Il est dirigé par M. Zaleski.

précaution compte tenu de la nouveauté des techniques mises en jeu, mais aussi pour diminuer les risques de mauvais fonctionnement et pour gagner du temps, des maquettes en vraie grandeur des parties essentielles de la pile, notamment de la cuve et des circuits, sont construites en 1960. Ces maquettes subissent une série d'essais, en présence de sodium, avant que les caractéristiques de l'engin ne soient définitivement fixées.

En janvier 1961, Georges Vendryes témoigne de l'avancement du projet Rapsodie et souligne que les problèmes de sûreté ont été envisagés, en concertation avec les ingénieurs du Groupe de Bourgeois, dès le départ des études de conception. Les ingénieurs du GTSP estimaient en effet préférable de mener l'analyse de la sûreté des réacteurs en discutant les principales options des projets avant que les grands choix aient été décidés et soient de ce fait difficiles à modifier. L'expérience leur avait montré que modifier après-coup une installation pour améliorer son niveau de sûreté s'avérait la plupart du temps très coûteux et que ce n'était pas toujours la méthode la plus efficace. Dans le cas de Rapsodie, les études de sûreté ont été prises comme base pour le dimensionnement du réacteur. «Une de nos préoccupations dominantes, écrit Georges Vendryes, concerne la sûreté des installations. De nombreuses études, que M. G. Drevon coordonne au Département de Recherche Physique, en étroite liaison avec la Commission de Sûreté des Piles du CEA, sont consacrées à cet aspect du projet. La structure du cœur de la pile est conçue de manière à rendre hautement invraisemblable tout accident nucléaire. Si improbable qu'il soit, le cas a néanmoins été envisagé, en accumulant les hypothèses les plus pessimistes et en supposant simultanément que toutes les consignes soient enfreintes et tous les automatismes défailants. Une limite supérieure du dégagement d'énergie qui résulterait d'une excursion de puissance dans les pires conditions imaginables a été évaluée, afin que les structures extérieures de la pile soient calculées pour en contenir les effets. Des expériences destinées à vérifier leur résistance ont été entreprises, en collaboration avec le Service des Poudres, sur une maquette simplifiée de la pile à l'échelle 3/10.»³³²

Le plus important problème auxquels les concepteurs ont eu à faire face du point de vue de la sûreté du projet Rapsodie a en effet été de définir les enceintes de sûreté de la pile. L'étude de ces enceintes a conduit à envisager les conditions les plus graves dans lesquelles elles devraient jouer leur rôle, c'est-à-dire contenir les effets de l'accident maximal hypothétique dans le bloc pile.³³³ Cette étude, axée sur les phénomènes

³³² Ibid., p. 30.

³³³ L'étude des enceintes de sûreté de Rapsodie a été menée dans le cadre d'une Association Euratom-CEA «neutrons rapides». Georges Vendryes, dans son livre consacré à la défense de Superphénix et de la filière des réacteurs à neutrons rapides, dont il retrace l'histoire à un moment où son avenir paraît sérieusement menacé, explique que Rapsodie a bénéficié de cette association avec Euratom. Alors que cet organisme pressait le CEA de lui confier des activités de recherche à frais partagés, la France ne voulait pas se lier sur des thèmes susceptibles d'avoir des applications industrielles proches. Mais comme celles qu'offraient les réacteurs à neutrons rapides apparaissaient encore lointaines, le CEA signa un premier contrat d'association avec Euratom en 1959 sur la fusion thermonucléaire, puis trois ans plus tard sur les réacteurs à neutrons rapides (65% CEA, 35% Euratom). Ce contrat couvrit la fin des études, la construction puis l'exploitation de Rapsodie. Il incluait également la réalisation commune à Cadarache de deux réacteurs à neutrons rapides de puissance nulle destinés à des études de physique, Harmonie et Masurca, qui entreront en service respectivement à l'été 1965 et fin 1966. D'après Georges Vendryes, *Superphénix pourquoi ?*, Nucléon, Paris, 1997, p. 31.

mécaniques accompagnant une excursion de puissance éventuelle dans la pile, a permis dès 1961 de déterminer les caractéristiques de la libération d'énergie maximale hypothétique dans Rapsodie : $1,5 \cdot 10^8$ calories (35,6 mégajoules) se dégageraient au cours d'un processus d'une durée de 80 microsecondes.

La détermination des effets d'un tel accident a été abordée initialement par des méthodes purement théoriques mais il est apparu rapidement que cela conduirait à des calculs complexes et longs dont la valeur serait sérieusement diminuée par de nombreuses simplifications et approximations. La répartition de l'énergie subit en effet de trop nombreuses discontinuités liées à celles des milieux qui constituent la pile pour tenter de rechercher un modèle mathématique valable, même appuyé sur de nombreuses expériences. C'est pourquoi les ingénieurs³³⁴ ont pensé, malgré les inconvénients que cette démarche peut comporter, que des expériences sur maquettes pourraient plus facilement conduire à des résultats dont au moins l'ordre de grandeur serait valable. Ils ont donc décidé que la base de l'étude des effets de l'accident maximal serait expérimentale. Cette étude, réalisée avec la collaboration du Service des Poudres simule au moyen d'explosifs chimiques les dégagements d'énergie dans les temps évoqués plus haut. Une série de 11 explosions a été réalisée sur une maquette à l'échelle 3/10 représentant la pile, le sodium étant remplacé par de l'eau. Une trentaine d'essais sur une maquette à l'échelle 1/10 ont été ensuite réalisés avec du sodium pour étudier la validité de la simulation par l'eau. Une équipe de l'UKAEA a apporté son concours à ces expériences en effectuant un certain nombre de mesures. Ce sont ces études expérimentales qui ont contribué à définir les caractéristiques du bloc pile de Rapsodie et notamment à concevoir un dispositif limitant en cas d'accident le soulèvement des bouchons assurant la fermeture du bloc pile.

Les enceintes de sécurité de Rapsodie sont composées de deux ensembles. Un premier ensemble comprend le bloc pile et les locaux où sont implantés les circuits primaires. Il est entouré de dalles en béton armé dont le rôle en cas d'accident nucléaire est d'absorber la presque totalité de l'énergie libérée et de retenir en son sein la plus grande partie du sodium. Le second ensemble est constitué par une enceinte étanche, le cuvelage du bâtiment pile et un système de reprise des fuites. Son rôle est de faire en sorte qu'en toutes circonstances la quantité maximale des produits actifs pouvant s'échapper soit réduite «dans des proportions telles que la contamination extérieure reste dans des limites permettant d'assurer la protection des personnes et des biens.»

Outre les accidents de réactivité, la présence de sodium comme fluide réfrigérant, implique de nombreuses précautions. Le sodium liquide brûle spontanément au contact de l'oxygène de l'air, d'où il résulte des risques importants d'incendie. Les capacités qui contiennent du sodium sont sous atmosphère inerte (azote ou argon), mais en cas de fuite, l'incendie d'une grande quantité de sodium pourrait dégager une énergie non négligeable. L'enceinte étanche de Rapsodie a ainsi été calculée pour résister aux effets d'un feu de sodium en nappe couvrant 85% de la surface du bâtiment pile avec un taux de fuite maximal imposé fixé à 0,2% par jour.

³³⁴ G. Devon, M. Gelée, R. Wustner, «Etudes relatives aux enceintes de sûreté de Rapsodie», BIST-CEA, N°63, juillet 1962, pp. 43-48.

5.6.2. Examen de Rapsodie par la CSIA

La sûreté du projet Rapsodie est examinée pour la première fois par la Commission en décembre 1961. M. Bourgeois sollicite l'approbation de certains principes de construction pour l'enceinte étanche du réacteur. Il voudrait savoir si cette enceinte doit être soumise à une pression d'épreuve égale à la pression P calculée pour l'accident maximal hypothétique, ou à une pression supérieure ($1,5 P$). Estimant qu'il s'agit non d'une pression normale d'exploitation mais d'une pression accidentelle qui ne sera appliquée qu'une fois, la Commission estime qu'il y a lieu de s'en tenir à une pression égale à P pour le calcul de l'enceinte et, éventuellement, pour l'essai de pression de l'enceinte, dont M. Yvon conteste d'ailleurs la nécessité. Mais M. Bourgeois signale que le rapport de sûreté de Rapsodie, en ce qui concerne la pression en cas d'accident, n'est pas encore au point et que la Commission devra examiner ce point plus tard.³³⁵

En février 1963, l'examen de Rapsodie montre que le combustible présente encore, selon les termes de Bourgeois, «de nombreuses et redoutables inconnues», en ce qui concerne la sécurité de l'oxyde, ce qui semble être également le cas à l'étranger. C'est pourquoi M. Bourgeois préconise un «démarrage très prudent et qui pourra s'avérer extrêmement long.»³³⁶

L'étude préliminaire du rapport de sûreté de Rapsodie fait l'objet d'une présentation à la Commission en juillet 1963. Vathaire fait le point d'un certain nombre d'études importantes concernant l'enceinte (résistance, taux de fuite), la cuve, les barres de contrôle (une cuve supplémentaire pour le sodium a été étudiée, le Bureau Veritas a examiné la bonne tenue de l'ensemble aux séismes), les accidents thermiques et nucléaires. Le GTSP estime que les phénomènes pouvant conduire à des accidents sont bien connus, mais que l'évaluation de leurs effets est difficile : des incertitudes demeurent sur la valeur des paramètres introduits dans les calculs. C'est pourquoi il est réaffirmé que la sécurité du réacteur reposera, en grande partie, sur le caractère très progressif des essais effectués sur le réacteur lui-même. Le Haut-Commissaire conclut que ce premier aperçu fait clairement ressortir que les problèmes de sûreté soulevés par Rapsodie sont bien différents de ceux examinés habituellement par la Commission. Il demande que l'on étudie de très près les risques pouvant résulter de l'absence d'anti-réactivité en réserve, au moment des chargements.³³⁷

5.6.3. Poursuivre les études pour le lever les incertitudes et autoriser des hypothèses moins pessimistes pour les réacteurs du futur

Dans cette première moitié des années soixante, la filière des réacteurs à neutrons rapides n'a pas atteint le même niveau de développement que les autres types de réacteurs. Ceci explique pourquoi les ingénieurs du GTSP n'envisagent pas une

³³⁵ PV CSIA, Séance du 5 décembre 1961.

³³⁶ PV CSIA, Séance du 6 février 1963.

³³⁷ PV CSIA, Séance du 23 juillet 1963.

évaluation de leur sûreté globale. Les ingénieurs du groupe de Bourgeois estiment cependant que les causes probables de risques sont les mêmes que celles des réacteurs à neutrons lents.³³⁸

Comme pour les autres filières, les problèmes envisagés dans les études de sûreté des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium sont ceux concernant les accidents de réactivité et les accidents de refroidissement. Mais dans le cas des réacteurs à neutrons rapides, l'étude de ces accidents pose des problèmes plus pointus. Du fait de l'utilisation de neutrons dont le temps de vie est extrêmement court, les accidents de réactivité posent un problème accru, et il faut donc prévenir tout excès de réactivité par une forte contre-réaction négative. Or, en 1964, de nombreuses incertitudes demeurent encore sur les données de base telles que le coefficient de température des combustibles, le coefficient lié à la densité des noyaux de sodium, ou l'effet Doppler dû aux matériaux fertiles. Les accidents de refroidissement sont rendus également un peu plus délicats du fait des fortes puissances spécifiques de ces réacteurs qui accélèrent les évolutions de température accompagnant un déséquilibre entre puissance et refroidissement. Par ailleurs, l'utilisation de sodium comme refroidisseur pose certains problèmes particuliers puisque le sodium présente la désagréable propriété de réagir violemment au contact de l'eau, ce qui oblige à certaines études sur ces réactions au niveau des générateurs de vapeur, appareils assurant l'interface où s'effectuent les échanges de chaleur depuis le sodium vers l'eau puis vers la vapeur qui sert à faire tourner la turbine.

Toutes ces incertitudes doivent être levées car en l'état, elles «amèneraient à prendre des marges de sécurité coûteuses»³³⁹ pour de futures installations industrielles. Les ingénieurs du GTSP estiment en 1964 que ces incertitudes devraient être levées d'ici à la fin de la prochaine décennie. L'ensemble des études menées jusque-là amène les responsables du GTSP à une conclusion optimiste pour l'avenir de cette filière, exprimée lors de la troisième conférence des Nations Unies à Genève : «dans les conditions très pessimistes de l'excursion nucléaire maximale calculée, l'enceinte formée par l'enveloppe de béton armé et les bouchons du bloc pile peut contenir pratiquement tous les effets mécaniques de l'accident et, en limitant la quantité de sodium dispersée dans le bâtiment pile, peut également exclure tout feu de sodium dangereux pour l'enceinte étanche.»³⁴⁰ Ceci les conduit à envisager pour les grands réacteurs rapides futurs un vraisemblable adoucissement des caractéristiques des enceintes de confinement étant données les conditions très pessimistes retenues pour ce prototype.

5.7. Les études de sûreté relatives à l'émission et à la filtration des

³³⁸ François de Vathaire, Philippe Vernier, Adrien Pascouet, «Conception de la sûreté en France et influence des impératifs de sûreté sur la conception des réacteurs», Rapport CEA - R2655, Genève, 1964, Conf. 28/P/82, 19p. Texte rédigé avec la collaboration de P. Candès, G. Drevon, et A. Meunier. Le texte a été présenté à la troisième conférence de Genève de 1964.

³³⁹ Ibid., p. 7.

³⁴⁰ Ibid., p. 8

produits de fission

Si le but de la sûreté est de trouver les moyens de supprimer les causes pouvant conduire à l'émission et à la dissémination dans l'atmosphère des produits de fission ou d'en limiter les effets, une évaluation du risque global passe par une dernière étape qui consiste à estimer, au cas où un accident se produirait tout de même, quelles sont les propriétés des divers produits de fission, leur importance et leur toxicité relatives. Ce type d'études fait la jonction entre les activités des physiciens et celles des médecins.

Un programme d'études qualifié «de sûreté radiologique» a ainsi été lancé³⁴¹ pour préciser les phénomènes d'émission, de transmission au travers des matériaux du réacteur puis à travers l'enceinte, des matériaux de fission fondus ou oxydés qui résulteraient d'un accident. Tous les radioéléments n'ont en effet pas le même rendement de fission (de 0 à 8%, 0,38% pour le Ru106, 8% pour l'iode 134), la même période ou durée de vie moyenne (de quelques secondes à plusieurs dizaines d'années), la même toxicité ni la même facilité d'émission, celle-ci étant liée à la volatilité ou à l'affinité chimique du produit de fission ou de ces oxydes avec les matériaux de structure. Ce sont donc tous ces facteurs qu'il convient d'étudier précisément.

Cette évaluation est d'autant plus importante qu'on est bien conscient que si les parades existent pour éviter la dissémination de ces produits toxiques, notamment grâce à une enceinte étanche, d'autres considérations entrent en ligne de compte, en particulier économiques, comme le notent dès 1962 les ingénieurs et médecins en charge de ces questions au CEA : «Un compromis s'impose entre l'efficacité du confinement, les impératifs d'ordre physique (absorption de neutrons, limitation de température) et la rentabilité de l'installation en particulier pour les centrales nucléaires de puissance. L'incidence économique du réalisme des hypothèses concernant les accidents possibles, du plus probable au plus grave, est très lourde.»³⁴²

Conformément à la ligne directrice de Jean Bourgeois, ils affirment que les études de sûreté doivent contribuer au développement de l'énergie atomique, : «Jusqu'à ces dernières années, en raison des performances relativement faibles des réacteurs (température, pression, combustible métallique, etc...) on a pu se contenter d'hypothèses pessimistes à défaut de renseignements plus précis et parvenir à des solutions relativement efficaces sans être trop onéreuses. Cette ère est révolue et l'apparition de réacteurs à gaz à hautes températures et hautes pressions, de combustible céramique (oxyde ou carbure) nécessite une connaissance plus approfondie des phénomènes d'émission de produits de fission si on veut rendre compétitive l'énergie d'origine nucléaire. La marge d'incertitude doit être resserrée et les facteurs de sécurité réduits à une valeur plus réaliste.»³⁴³

³⁴¹ Henri Jammet, David Méchali, Marc Dousset, «Problèmes sanitaires posés par l'élimination des déchets radioactifs et par les accidents nucléaires», Rapport CEA - R 2641, Genève 1964, A Conf. 28/P/870.

³⁴² Laffaire, M., Lavie, J. M., «Emission de produits de fission par des combustibles nucléaires fondus ou oxydés», BIST-CEA, N°63, juillet 1962, pp. 83-95, p. 84.

³⁴³ Ibid. (souligné par nous)

Un programme de recherche intensif avait été lancé quelques années auparavant aux Etats-Unis et c'est dans la suite de ces travaux que les chercheurs du CEA s'engagent. Il s'agissait d'évaluer de façon «plus réaliste» selon l'expression des spécialistes, quelle fraction des produits de fission s'échapperait réellement du cœur d'un réacteur qui aurait fondu. En fait, il s'agissait de montrer que seule une partie des produits contenus dans le cœur se retrouverait dans l'atmosphère. Les chercheurs américains s'appuyaient notamment sur les résultats des essais destructifs opérés sur Borax 1 ou encore SPERT I. Cette dernière installation, ouverte à l'atmosphère, était recouverte d'une structure légère. Une insertion de volontaire réactivité avait été provoquée dans des conditions météorologiques complètement connues. On avait pu constater que seuls 35% environ du cœur en alliage d'aluminium avaient fondu alors qu'environ $2,4 \cdot 10^5$ Ci avaient été relâchés, représentant moins de 1% de la quantité des produits de fission du cœur. Quelques années plus tard, des chercheurs américains s'appuieront d'ailleurs sur les résultats de cet essai pour montrer qu'il est plus important à leurs yeux d'assurer la sûreté des réacteurs grâce à des propriétés physiques des matériaux qui limiteront la dispersion des poisons à l'extérieur, plutôt que de concevoir des dispositifs toujours plus nombreux et compliqués, dont l'efficacité sera toujours sujette à caution. En effet, résumant-ils, «l'iode n'a été retrouvé que dans l'eau du réacteur. On a pu rentrer à nouveau dans le bâtiment 4 heures après. [...] Les mesures de dissémination des produits de fission pour l'essai SPERT I ont montré que les relâchements dans l'atmosphère étaient d'environ 1% du contenu du cœur. Il y avait plus d'une puissance de 10 d'écart avec l'évaluation du risque faite avant l'essai (16%).»³⁴⁴

Les recherches et le développement des connaissances sur la formation et le comportement des particules radioactives, en particulier leur taille, leurs propriétés électriques comme leur vitesse de diffusion sont lancées avec également pour but de réaliser des filtres plus efficaces, plus résistants à la température.

5.8. Evolution de la philosophie du CEA pour les études de sûreté

La fin de la première moitié des années soixante marque l'amorce d'un tournant dans la méthodologie d'approche de la sûreté nucléaire en France. Comme tous les pays occidentaux d'ailleurs, après s'être mis à l'école des Etats-Unis, après avoir importé les concepts, la doctrine et même certaines normes, les responsables de la sûreté française se détachent partiellement du modèle initial, à l'instar de leurs homologues Britanniques. En 1964, lors de la conférence de Genève, Jean Bourgeois émet une première critique. Elle porte sur la notion américaine d'accident maximum crédible qui a été abandonnée «car il ne paraît pas raisonnable de qualifier ainsi un accident mal défini. Par contre, les défaillances possibles d'une installation sont soigneusement examinées. De cette analyse se dégagent quelques accidents graves possibles dont l'évolution est particulièrement étudiée. L'évaluation des conséquences de ces accidents permet de caractériser la sûreté de l'installation et d'apprécier la nécessité de l'existence d'une enceinte à fuites

³⁴⁴ Levenson, M., Rahn, F., «Estimations réalistes des conséquences des accidents nucléaires», Revue Générale Nucléaire, 1981, N°2, pp. 121-129, p. 125.

contrôlées.»³⁴⁵ Nous reviendrons plus loin sur cet abandon, mais nous nous intéressons ici aux conséquences que cela implique pour la philosophie des études de sûreté. Car jusqu'ici, en France comme ailleurs, l'adoption de la philosophie américaine avait orienté les divers programmes d'essais et de recherches en matière de sûreté.

Nous avons vu qu'un certain nombre d'études ou d'expériences menées en France avaient pour but de confirmer les données américaines, selon une méthodologie inspirée des essais Borax ou Spert. Les scientifiques atomistes américains vont poursuivre dans cette voie avec la suite des expériences de la série Spert (I à IV), KEWB (Kinetic Experiment on Water Boilers) pour les réacteurs hétérogènes, TREAT (Transient Reactor Test) pour les réacteurs à neutrons rapides, ou encore PBF (Power Burst Facility) pour les montées intenses de puissance et de radiation et des flux de neutrons très supérieurs à ce qui pourrait être toléré en exploitation normale.

Deux autres séries d'expériences méritent d'être brièvement rapportées parce qu'elles sont révélatrices des activités d'une partie des équipes américaines en contrat avec l'AEC. Il s'agit des expériences à grande échelle LOFT et SNAPTRAN. L'expérience LOFT (Loss-of-fluid test), réacteur de 50 MWth, est l'outil principal d'équipes qui cherchent à évaluer l'efficacité des systèmes de refroidissement de secours des réacteurs. Au cours de ces expériences, le réacteur doit être soumis à un LOCA (Loss of coolant accident, ou accident de perte de refroidissement, l'accident jugé le plus grave sur ce type de réacteur) provoquant la fusion du cœur. L'essai doit permettre de suivre en détail le parcours des produits de fission à l'intérieur et à l'extérieur de l'enceinte de confinement. Le deuxième type d'expérience concerne une série d'essais menés sur des réacteurs hybrides pour les applications du nucléaire à l'espace, les expériences de transitoires dites SNAPTRAN qui scrutent le comportement des réacteurs SNAP (System for Nuclear Auxiliary Power) soumis à des insertions de réactivité importantes et rapides. Après SNAPTRAN1 qui étudie le comportement du réacteur dans le domaine non destructif, les expériences 2 et 3 vont jusqu'à la destruction de l'engin. L'essai destructif SNAPTRAN 3 en particulier est effectué en mai 1963 en cuve ouverte sans structure de couverture. Une grande quantité de réactivité est ajoutée, détruisant le cœur et éjectant la moitié de l'eau de la cuve.³⁴⁶ Ce type d'expériences globales ne représente pas cependant l'ensemble du programme de recherche de sûreté conduit aux Etats-Unis, puisque le comité d'expert de l'AEC (l'ACRS) en particulier ne manifeste pas un enthousiasme débordant pour l'expérience LOFT, estimant qu'elle ne représente qu'un point particulier empirique parmi une multitude de cas possibles.³⁴⁷

Ces expériences grandeur nature, ayant pour but de simuler le comportement global

³⁴⁵ J. Bourgeois, «Quelques remarques sur la sécurité des réacteurs», *Energie Nucléaire*, vol. 6 N°8, décembre 1964, p. 497.

³⁴⁶ Levenson et Rahn qui relatent cette expérience concluent dans le même esprit que précédemment : «Environ 500 000 Ci d'iode radioactif ont été produits dans l'explosion. Toute l'iode a été retrouvée dans l'eau restée dans la cuve. Dans un essai précédent, sans eau, un rejet d'iode important s'est produit.» Levenson, M. Rahn, F., «Estimations réalistes...», op. cit., pp. 121-129, p. 125.

³⁴⁷ Cf. Okrent, David, *Nuclear Reactor Safety. On the History of the Regulatory Process*, The University of Wisconsin Press, Madison, 1981, p. 307.

d'une installation en cas d'accident, sont également de plus en plus mises en cause, en France notamment, comme l'indique Bourgeois en 1964 : «Au total, si les essais en matière de sûreté se sont beaucoup développés dans les différents pays et s'ils n'apparaissent pas toujours satisfaisants, même à leurs auteurs, ceci tient à leur nature même. Il n'est en effet possible que d'effectuer des essais partiels où les conditions accidentelles ne sont souvent reproduites que très imparfaitement. Une confirmation par un essai global n'est souvent pas possible à cause de son prix». ³⁴⁸ Cette méfiance à l'égard de ce type d'expérience se retrouve dans les propos de Francis Perrin en séance de la Commission de Sûreté, insistant pour qu'elles soient bien représentatives de la réalité.

Les études françaises en matière de sûreté s'orientent donc plus clairement à cette époque vers des expériences à caractère plus phénoménologique. Le compte-rendu fait par un ingénieur relatant les enseignements tirés par la délégation française lors d'une visite effectuée aux Etats-Unis confirme en quelque sorte cette orientation, en particulier dans ses propos au sujet de l'expérience LOFT : «La partie la plus intéressante de ce programme nous semble résider dans les études hors pile destinées à comprendre les phénomènes élémentaires.» ³⁴⁹ Cette démarche d'analyse des phénomènes fondamentaux qui peuvent intervenir dans les accidents, au lieu de la réalisation d'expériences grandeur nature qui seraient représentatives, deviendra la philosophie des programmes expérimentaux français en matière de sûreté dans la décennie suivante.

Les expériences grandeur nature restent cependant nécessaires pour palier les difficultés d'analyse des phénomènes accidentels, si complexes. Ceux-ci nécessitent de puissants moyens de calcul, qui sont souvent encore insuffisants pour appréhender l'ensemble du phénomène dynamique en régime accidentel. Par ailleurs, comme l'a indiqué plus haut Jean Bourgeois, ces grandes expériences sont fort coûteuses et seuls les Etats-Unis leur consacrent des efforts conséquents pour les réacteurs à eau et les réacteurs spatiaux. Les efforts des autres pays restent plus modestes.

Est-ce dû à des moyens plus faibles, est-ce le fait que les ingénieurs français du nucléaire ont d'abord été formés sur les réacteurs UNGG qui ne présentent pas le même type de risques, est-ce le retard français en matière de gros calculateurs ou en modélisation, ou encore est-ce qu'il n'est pas besoin en France de convaincre par des expériences démonstratives une opinion publique hostile ou des autorités tatillonnes, toujours est-il que vers le milieu des années soixante, une politique française s'affirme en matière d'études de sûreté : on souhaite cerner les phénomènes physiques élémentaires et moins tenter de représenter directement le comportement global d'un réacteur.

Malgré cela, la référence (et la suprématie) américaine reste totale. Car si une distanciation d'avec les méthodes américaines s'opère dans ces années, même dans le domaine expérimental le modèle demeure américain. Les Américains peuvent à la fois

³⁴⁸ J. Bourgeois, «Quelques remarques sur la sécurité des réacteurs», *Energie Nucléaire*, vol. 6 N°8, décembre 1964, p. 498.

³⁴⁹ Note de J.P. Millot, adjoint au chef du GTSP/Cadarache au Haut-Commissaire, 6/6/1968: Compte-rendu de la mission effectuée aux USA du 8 au 26 avril 1968 par J. Bourgeois, chef du DEP et A. Ferrari, Ingénieur au GTSP, Cadarache et lui-même. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F1 08 22.

effectuer de grandes expériences globales, et s'attacher au détail des phénomènes physiques. Un autre ingénieur du GTSP l'affirme en conclusion d'une visite aux Etats-Unis en octobre 1967 organisée avec des collègues allemands, belges et italiens, dans le cadre du Comité des Techniques de Sécurité des Réacteurs (CREST). Le but de la visite était de faire le point sur l'étendue et l'avancement du programme américain relatif à la sûreté des réacteurs refroidis à l'eau légère. La position «française» est également défendue par de nombreux ingénieurs outre-Atlantique. L'ingénieur du GTSP remarque : «Le programme expérimental n'est pas un programme d'essais de démonstration mais est conçu pour permettre le développement et l'amélioration des modèles de calcul théoriques, les Américains estimant que c'est la seule voie raisonnable si l'on veut pouvoir faire des extrapolations correctes aux grands réacteurs de puissance.»³⁵⁰

CHAPitre 6. Les relations de la CSIA avec les organismes extérieurs au CEA. l'insuffisance de la réglementation en matière de sûreté nucléaire

La sûreté est institutionnalisée au sein du CEA à partir du tout début de l'année 1960. Des groupes de travail ont été créés, bras séculiers de sous-commissions spécialisées rapportant devant la Commission de Sûreté des Installations Atomiques. La CSIA, présidée par le Haut-Commissaire Francis Perrin, a la charge de juger la sûreté de chaque installation du Commissariat. Progressivement, une doctrine, des méthodes ont été mises au point, des moyens matériels et humains ont été affectés à la sûreté, une organisation constituée, au sein du Commissariat.

Du côté de l'administration, l'organisation de la sûreté par contre n'en est pas à ce stade, et c'est le CEA, sa sous-commission de sûreté des piles en particulier, qui apparaît comme l'autorité compétente pour juger de la sûreté des installations atomiques de toutes sortes qui se développent en-dehors du CEA. C'est à la CSIA qu'on vient demander son avis. Ceci ne manque pas de poser des problèmes quant à la responsabilité du CEA vis à vis des demandeurs que sont l'industrie privée, les universités, EDF, ou des organismes étrangers.

6.1. Les débuts des rapports entre le CEA et EDF à propos de la sûreté : EDF1

6.1.1. Entrée d'EDF sur la scène nucléaire

Les différentes phases du programme atomique français au cours des années soixante

³⁵⁰ Compte-rendu de la mission effectuée du 1er au 20 octobre 1967 aux Etats-Unis par M. J. Oullion (GTSP), note transmise par F. de Vathaire, chef du GTSP, S/c Chef du DEP au HC, le 22/12/67. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F1 08 22.

sont connues. Nous reprenons volontiers la présentation synthétique qu'en donne l'un des artisans au CEA du développement de la filière des réacteurs UNGG qui résume les principales étapes de ce programme réalisé par EDF : «A la différence du programme britannique, le parti pris de la France fut celui de prototypes successifs, incorporant au fur et à mesure le progrès des études, de manière à faire croître rapidement les performances pour tendre au plus vite au seuil de compétitivité économique. Une politique audacieuse conduisit à ne pas attendre la mise en service d'un réacteur pour lancer les suivants : partant d'une puissance de 25 MWe pour G2, on construisit successivement sur le site de Chinon trois réacteurs de 70, 200 et 480 MWe, qui démarrèrent respectivement en 1963, 1965 et 1966, après cinq à sept ans de construction. Ils furent suivis par 2 réacteurs jumelés de 500 MWe mis en service en 1969 et 1971 à Saint-Laurent des eaux, près de Blois, enfin par un réacteur au Bugey qui divergea en 1972»³⁵¹

Nous retenons cette présentation pour les grandes lignes et comme fil conducteur, même s'il convient de modérer l'enthousiasme de l'auteur quant à la réussite de ce programme ou en tout cas d'en mentionner certaines difficultés. Pour une présentation claire et détaillée des problèmes rencontrés comme des progrès réalisés par la Direction de l'Equipement d'EDF dans la conception et la construction des réacteurs à uranium naturel, on pourra consulter le texte du Directeur adjoint de l'Equipement, Jean-Pierre Roux, publié dans la *Revue Générale de l'Electricité* en mars 1965.³⁵²

	Site	Année d'engagement	Divergence	Couplage	Puissance électrique (MWe)
ED	Manosque	1957	01.1958	01.1958	7
G2	-	1955	07.1958	08.1959	40
G3	-	1955	08.1959	01.1960	40
EDF1	Chinon	1956	09.1962	06.1963	60
EDF2	-	1957	08.1964	04.1965	700
EDF3	-	1959	08.1966	08.1966	480
EDF4	Saint Laurent	1963	?	03.1969	180
SL II	-	1966	?	03.1971	515
Bugey I	Bugey	1965	?	04.1972	640

Caractéristique des centrales UNGG

A partir de 1955 le CEA n'est plus seul sur la scène nucléaire, puisque «l'Electricité De France» fait ses débuts dans cette nouvelle forme d'énergie. Le producteur national d'électricité issu de la nationalisation de 1946 avait été chargé de la mission de service public de reconstruire le pays par la production d'électricité. Mais ce n'est qu'à partir de 1955 qu'EDF se tourne vers le nucléaire, lorsque Pierre Ailleret, alors Directeur des Etudes et Recherches (DER), définit le premier programme français de centrales nucléaires à uranium naturel.³⁵³ L'objectif de ce programme est de réaliser une série de prototypes permettant d'acquérir l'expérience industrielle de la construction et de l'exploitation des centrales nucléaires de puissance. Il prévoit l'engagement d'une tranche

³⁵¹ Bussac, Jean., «Des réacteurs nucléaires pour la production d'énergie», in P.-M. de la Gorce, *L'aventure de l'atome*, Flammarion, 1992. p. 184.

³⁵² Roux, Jean-Pierre, «Développement de la filière uranium naturel-graphite-gaz d'EDF1 à EDF4», *Revue Générale de l'Electricité*, Mars 1965, pp. 239-251.

nucléaire tous les 18 mois, la puissance unitaire devant doubler tous les trois ans.

Mais l'entrée d'EDF dans l'énergie nucléaire va induire des tensions avec le Commissariat à l'Energie Atomique, car les deux organismes n'ont pas les mêmes appréciations sur la nature et les moyens de réaliser ce programme. En avril 1955, une Commission PEON (production d'énergie d'origine nucléaire) est instaurée pour conseiller le gouvernement sur les questions d'énergie nucléaire : c'est une première tentative pour organiser la collaboration entre les deux institutions. Elle est composée au départ essentiellement de hauts cadres du CEA et d'EDF, et entérine les accords ou les compromis passés entre les deux organismes sur les modalités du programme UNGG. Rapidement, des divergences et des conflits se font jour. Le CEA avait été chargé par l'ordonnance de 1945 de «prendre toutes les mesures utiles pour mettre la France en état de bénéficier du développement» de l'énergie atomique. Les équipes du Commissariat se donnaient ainsi pour objectif de créer, le plus rapidement possible et indépendamment du coût, des techniques françaises ainsi que des doctrines dans le domaine atomique permettant à la France d'occuper une place de choix en la matière au niveau international. Electricité de France de son côté était moins intéressée par l'originalité des techniques que par le moindre coût du kilowattheure et la continuité du service public d'approvisionnement électrique. Ces divergences se manifesteront dès le premier réacteur d'EDF. Les choix techniques finalement retenus dans la conception par EDF seront la traduction de cette différence d'appréciation.

EDF avait été associée au CEA pour la récupération d'énergie de G1, puis G2 G3. Mais à partir de 1955, EDF se lance dans l'étude de ses propres centrales. Les premiers ingénieurs d'EDF formés au génie nucléaire suivent les cours dispensés à l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires (INSTN) du CEA. 9 ingénieurs de la Direction des Etudes et Recherches inscrits sont reçus dans la première promotion de Génie Atomique de 1955.

Avec la décision de construire des installations pour la production d'électricité, les Etudes et Recherches d'EDF passent la main aux ingénieurs de la Direction de l'Equipement. A la mi-55, Raymond Giguet, directeur de l'Equipement depuis novembre 48 (succédant à Pierre Massé), crée la Sous-Région d'Equipement Nucléaire (SREN), dont la direction est confiée à Jean-Pierre Roux³⁵⁴. Elle est placée sous la dépendance hiérarchique de Yvan Teste, Directeur de la Région d'Equipement Thermique n°1. La sous-région d'équipement nucléaire (SREN) devient en janvier 1957 région d'équipement thermique nucléaire n°1 (RETN1), puis en octobre 1962, région d'équipement nucléaire

³⁵³ Ailleret, P., «L'intégration de l'énergie nucléaire dans la production d'électricité», Revue Générale de l'Electricité, Tome 74, N°2, 1965, pp. 141-148. Le frère de Pierre Ailleret n'est autre que le colonel Charles Ailleret, adjoint du Général Buchalet responsable des applications militaires au CEA. Pierre Ailleret est entré en avril 1951 au Comité Scientifique du CEA.

³⁵⁴ Jean-Pierre Roux est ingénieur de l'Ecole Supérieure d'Electricité (promotion 1940). D'abord ingénieur au service commercial de Nord-Lumière, il rejoint la direction de l'Equipement d'EDF lors de la nationalisation de 1946. Après avoir été responsable de la construction de la centrale de Porcheville, il prend en 1955 la tête de la première équipe chargée de construire les centrales nucléaires, à 38 ans. Il sera par la suite directeur d'une région d'Equipement. De 1972 à 1977 il sera chef du Service la Production Thermique (SPT) d'EDF.

n°1 (REN1). L'adjoint de Jean-Pierre Roux est un polytechnicien de 28 ans, Claude Bienvenu³⁵⁵, qui a commencé sa carrière aux Etudes et Recherches. Parmi la petite équipe de pionniers de l'énergie atomique à EDF, il faut également mentionner Boris Saitcevsky.³⁵⁶ Assistant de Bienvenu pour les travaux, Georges Lamiral explique qu'en 1956, les ingénieurs d'EDF avaient déjà acquis suffisamment de connaissances en physique nucléaire pour comprendre les mécanismes suivant lesquels la réaction en chaîne pouvait, dans un réacteur, être entièrement contrôlée et ne devenir en aucun cas explosive.³⁵⁷

Les différentes étapes du développement des réacteurs d'EDF et les raisons des choix des principales options sont données de façon très précise par Georges Lamiral dans son ouvrage de référence, *Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Electricité de France*.³⁵⁸ La description des principales caractéristiques de ces réacteurs permettra de comprendre les discussions relatives à la sûreté qui se tiendront par la suite.

6.1.1.1. Caractéristiques du premier réacteur d'EDF : EDF1

C'est le site de Chinon qui accueille la première génération de réacteurs nucléaires d'EDF. Située sur la rive gauche de la Loire, en aval du confluent de l'Indre, la centrale de Chinon se trouve entièrement sur la commune d'Avoine, dans le département d'Indre et Loire.

Les premières tranches nucléaires EDF sont certes construites dans la filière Uranium Naturel Graphite Gaz, mais elles ne s'insèrent pas exactement dans la lignée

³⁵⁵ Né en 1927, Claude Bienvenu est polytechnicien, ingénieur de l'Ecole Nationale Supérieure d'Aéronautique (1949). Il entre à EDF en 1951 à la Direction des Etudes et Recherches qui s'occupait de turbines à gaz, domaine voisin des réacteurs d'avions, sa spécialité d'origine. En 1952 Pierre Ailleret le charge de réaliser la première installation de récupération d'énergie nucléaire d'EDF pour la pile G1. Il est alors prêté à mi-temps au Service d'Etudes Thermiques du CEA-Saclay. Il est muté à la Direction de l'Equipement en 1955 quand celle-ci prend la responsabilité de la construction des centrales nucléaires d'EDF. Jusqu'en 1968 il joue un grand rôle dans le développement de la filière UNGG, au sein ou à la tête de différentes unités de l'Equipement.

³⁵⁶ Licencié ès sciences et ancien stagiaire des Cours de Génie Atomique de Saclay, Boris Saitcevsky est issu des Etudes et Recherches Hydrauliques d'EDF. Il sera nommé en 1962 à la tête du Service des Etudes Générales Nucléaires (SEGN) de la Direction de l'Equipement.

³⁵⁷ Lamiral, Georges, *Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Electricité de France*, AHEF, Paris, 1988, p. 280.

³⁵⁸ Ingénieur de l'Ecole Supérieure d'Electricité (1946), Georges Lamiral fait partie de la première unité à vocation nucléaire créée en 1955 au sein de la Direction de l'Equipement d'EDF. Il avait auparavant passé deux ans dans la Marine nationale comme ingénieur mécanicien, avant d'occuper notamment la fonction de chef d'aménagement de la centrale thermique Bone II de la Direction de l'Equipement d'Electricité et Gaz d'Algérie. Dans cette première unité nucléaire EDF, Lamiral est successivement Chef des travaux, Chef des études, puis Directeur adjoint. Il participe aux réalisations de Marcoule et de Chinon et, d'une façon plus partielle, aux études et réalisations de Chooz A et Vandellos. A la fin des années soixante et au début des années soixante-dix, lorsque EDF engage la construction de tranches nucléaires à eau légère pressurisée, Georges Lamiral participe aux négociations et aux études relatives à la centrale franco-belge de Tihange et à celles de Fessenheim, puis, au sein de la "Région d'Equipement Lyon", aux réalisations des tranches Bugey 2 à 5 avant d'occuper des postes d'Etat-major à la Direction de l'Equipement.

des piles G2 G3, contrairement à ce que prévoyaient les responsables du CEA. Théoriquement, les termes de la coopération entre EDF et le CEA étaient clairs : le CEA conçoit la partie nucléaire du réacteur, EDF la partie classique. Mais deux types de considérations allaient cristalliser les oppositions entre les ingénieurs des deux organismes : le rôle de l'industrie privée dans le projet et la conception du réacteur. Sans relater tous les conflits entre les deux organismes ³⁵⁹, on peut dire que le CEA entendait poursuivre sa politique confiant à l'industrie privée le rôle de coordination de la conception et de la construction des installations. EDF de son côté, selon ses pratiques habituelles, entendait conserver le rôle de coordonnateur de projet. Et la meilleure façon de maîtriser les coûts était de diviser le réacteur en différentes parties et de lancer des appels d'offre pour chacune d'entre elles. Par ailleurs, les ingénieurs d'EDF entendaient que leur réacteur fabrique de l'électricité de façon optimale, ce qui n'était pas le cas de G2 dont la fonction première était la production de plutonium.

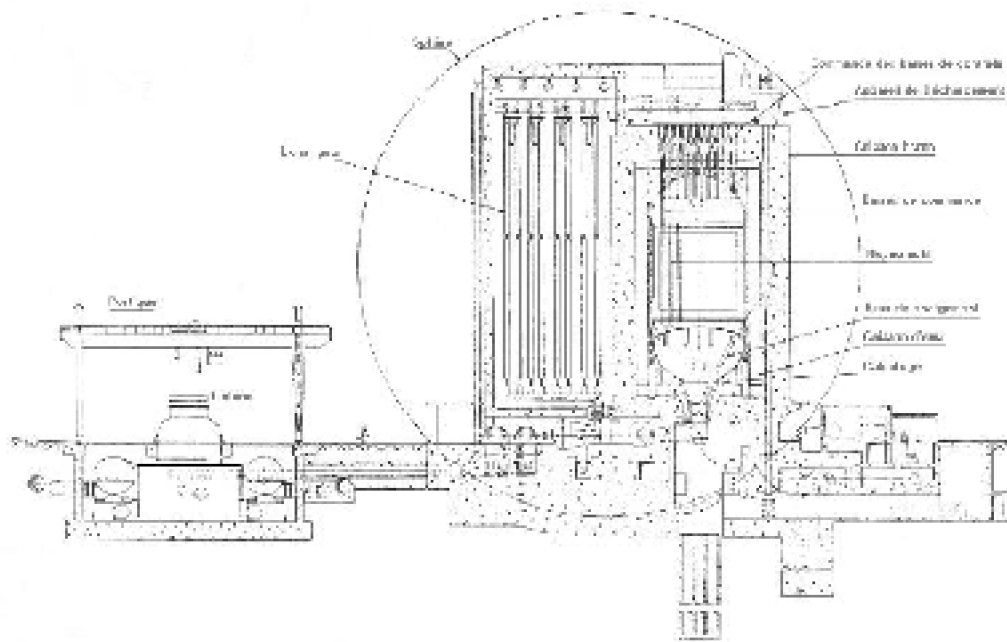
L'avant-projet du réacteur EDF1 est commandé par EDF au CEA en juillet 1955 avec une puissance électrique prévue de 60MW. Mais les raisons mentionnées plus haut expliquent pourquoi la conception finale d'EDF1 s'avère différente sur presque tous les aspects de celle de G2.

L'élément combustible est la caractéristique fondamentale de ce type de réacteur puisque c'est autour de lui que la centrale est construite : les barreaux pleins de G2 G3 ont été remplacés par des tubes creux (de diamètre 14/35 mm) qui permettent un meilleur refroidissement et donc d'obtenir des températures maximales de l'uranium plus élevées. Leur réalisation a nécessité d'allier l'uranium à du molybdène (1%) pour des raisons de résistance mécanique. Les échanges de chaleur s'effectuent au contact de la gaine des éléments combustibles, réalisée en magnésium. Ce matériau a été choisi bien qu'il ne permette pas d'atteindre des températures élevées étant donné que sa résistance mécanique diminue très vite avec la température, mais il présente l'indispensable avantage d'être très peu absorbeur de neutrons. Le réacteur EDF1 comporte près de 140 tonnes d'uranium en 17 200 éléments. Le milieu modérateur est constitué d'un empilement de graphite disposé en un réseau carré, représentant un cylindre de 9,5 m de diamètre pour 10 m de hauteur. Le cœur du réacteur est inclus à l'intérieur d'un caisson en acier (on parle aujourd'hui de cuve), et non pas en béton précontraint comme pour G2 G3, afin d'obtenir des pressions plus importantes (25 bars pour EDF1 contre 15 à G2). Ce caisson en acier qui équipe les deux premiers réacteurs d'EDF est formé d'une partie cylindrique et de deux fonds hémisphériques et mesure 10 m de haut pour 23 m de diamètre.

A la différence de la configuration des piles du CEA qui étaient disposées horizontalement, les ingénieurs d'EDF ont opté pour une disposition verticale des canaux contenant les cartouches de combustible. Dans cette configuration, le CO₂ peut être pompé par le haut, permettant de bénéficier de la convection naturelle. Grâce à ce système, le réacteur nécessitait une puissance de pompage moindre, et pouvait être plus sûr en cas de défaillance des soufflantes. La priorité donnée aux performances

³⁵⁹ Pour une présentation plus détaillée des options retenues par EDF pour la conception de Chinon 1, on consultera : G. Lamiral, op. cit., pp.28-36. Ou encore : Gabrielle Hecht, *The Radiance of France*, The MIT Press, Cambridge, 1998, pp. 82-85.

thermiques est symbolisée par la position des échangeurs de chaleur situés juste à côté du cœur pour limiter les pertes et à l'intérieur du bâtiment réacteur, contrairement à G2.



Coupe schématique transversale de la centrale EDF1. Source : B. Clément, M. Féger, «Le déclassé des centrales nucléaires», Annales des Mines, mars-avril 1976, p. 167.

6.1.1.2. Problèmes de construction.

La réalisation du caisson d'EDF1 ne fut pas sans poser de difficiles problèmes techniques, en particulier pour assembler ces tôles de grosse épaisseur (107 mm). Un premier incident se produit en septembre 1958 lors de l'exécution des premières soudures. Il n'est que le précurseur d'un autre incident qui se produit en février 1959, où une fissure d'une dizaine de mètres de longueur se développe. C'est le processus suivi pour l'assemblage des tôles en acier qui est en cause, les nombreuses soudures effectuées ayant laissé le métal dans un état fragilisé. L'énergie accumulée dans le métal s'est libérée brutalement, ce qui est typique du phénomène de rupture fragile. L'expertise

métallurgique menée conclura à la défectuosité de la structure interne du métal due aux traitements thermiques pratiqués sur les tôles. Cette avarie entraîne la nécessité de redécouper le caisson, retraiter thermiquement les tôles, et complètement revoir la méthodologie de soudage des tôles lors de la phase de construction. La reconstruction du caisson est achevée en avril 61, et il peut être soumis à l'épreuve hydraulique réglementaire effectuée par l'administration des mines en août 61.

L'incident sur le caisson constitue un sérieux revers pour les ingénieurs d'EDF alors qu'ils tentent de s'émanciper des techniques utilisées par le CEA. Le choix du caisson en acier, en lieu et place des caissons en béton précontraint utilisés sur les réacteurs G, est incriminé. En fait, les ingénieurs d'EDF voulaient augmenter la puissance et donc la pression de fonctionnement du réacteur. Or on ne savait pas construire à l'époque des caissons en béton précontraint qui tiennent les pressions plus élevées envisagées. La solution «acier» étant par ailleurs utilisée aux Etats-Unis, les ingénieurs d'EDF pensaient pouvoir eux aussi réaliser une telle cuve et acquérir ainsi une expérience importante en la matière.

Ces problèmes de construction témoignent sans doute d'un optimisme excessif de la part d'EDF : on n'a pas évalué suffisamment la complexité de ces opérations, certes pas spécifiquement nucléaires, mais qui jouent un rôle important dans la sûreté. Le caisson est censé être une enceinte de confinement, donc la dernière barrière retenant les produits dangereux en cas d'accident. Le caisson d'EDF1 avait certes été inclus par mesure de précaution supplémentaire à l'intérieur d'une grande sphère d'acier de 55 m de diamètre et 20 mm d'épaisseur. Mais tout au long des études EDF n'avait pas considéré cette sphère comme une enceinte de confinement, seulement comme un bâtiment normal : son étanchéité et sa résistance à la pression n'avaient été envisagés que pour donner une valeur à l'expérience de construction ainsi faite. La tenue de la troisième barrière et du caisson en particulier était donc essentielle à la sûreté de l'installation.

La sûreté d'une installation nucléaire en effet repose non seulement sur une bonne conception du cœur du réacteur mais elle met également en œuvre un certain nombre de processus industriels de construction qui à cette époque n'ont jamais été pratiqués à cette échelle et ne sont pas parfaitement maîtrisés. La Direction de l'Équipement avait pourtant pris des précautions : elle avait fait appel aux compétences d'autres services d'EDF pour la métallurgie et la résistance des matériaux, elle avait eu recours à d'autres instituts français et étrangers sur ces problèmes : «Lorsque des difficultés apparurent au cours de la réalisation de Chinon A1, certains prétendirent que les contrôles exercés par EDF avaient été insuffisants. En fait, ils avaient dépassé en ampleur tout ce qui avait été fait précédemment pour d'autres ouvrages, mais ils avaient été basés à l'origine davantage sur la conscience professionnelle des acteurs que sur un formalisme rigide. Compte tenu des risques liés à d'éventuels incidents, chacun se sentait investi d'une grande responsabilité pour s'assurer que ce qu'il faisait était le mieux de ce qu'il était possible de faire.»³⁶⁰

En cela, la Direction de l'Équipement d'EDF s'était pourtant inspirée des préceptes de l'Amiral américain Rickover, monstre-sacré de la communauté nucléaire, en particulier en

³⁶⁰ Lamiral, op. cit., p. 282.

tant que réalisateur du premier sous-marin nucléaire américain. Rickover affirmait que la réalisation des installations nucléaires ne relevait pas de techniques particulières, mais seulement de techniques conventionnelles (mécanique, électricité, génie civile) qu'il fallait mettre en œuvre avec beaucoup plus de rigueur et de soins que pour les autres installations. Mais EDF n'était pas seule partie prenante dans la construction de Chinon 1, et ce précepte aurait dû être partagé par tous les intervenants : «La Direction de l'Équipement avait tenu compte de ces préceptes, poursuit Lamiral, mais les difficultés qu'elle rencontra au cours de la réalisation des composants de Chinon A1 lui démontrèrent que, comme l'Amiral Rickover l'avait d'ailleurs laissé entendre, les efforts et les contrôles exercés par le maître d'œuvre ne pouvaient être efficaces que si en tout premier lieu, les constructeurs étaient eux-mêmes persuadés de la nécessité d'une plus grande rigueur de leurs actions, et de l'obtention d'une qualité bien supérieure à celle de leurs fabrications courantes.» Et Lamiral de conclure en rejetant en quelque sorte la faute sur l'incompétence de l'industrie pour le bas niveau de qualité de ces constructions : «à l'époque considérée, l'industrie française n'avait pas encore, en moyenne, évolué suffisamment dans ce sens.»

La Direction de l'Équipement dut renforcer les mesures de vérification : vérification des codes de calculs, essais sur maquettes, appel à d'autres expertises, mise au point de nouvelles méthodes de contrôle des soudures, par ultra-sons notamment. Et elle dut mettre en place un formalisme plus rigoureux pour les travaux.

6.1.2. Premiers contacts à propos de la sûreté

6.1.2.1. La pile «Marius»

C'est à l'occasion de l'examen du rapport de sûreté de la pile Marius par la Commission, lors de sa troisième réunion le 21 décembre 1960, que se pose à la CSIA le problème de ses relations avec EDF. Marius est un empilement critique à graphite, prenant la suite d'Aquilon, conçu par Jacques Yvon, et qui est destiné à mesurer les caractéristiques neutroniques de ce type de pile, et en particulier l'influence de la température sur le flux de neutrons.

Lamiral explique les raisons de la naissance de Marius par le besoin d'asseoir expérimentalement les données de base théoriques : «Entre G2 G3 et Chinon A1[EDF1] la puissance du réacteur avait déjà été multipliée par 2 et celle-ci avait encore été multipliée par 2 entre Chinon A1 et Chinon A2. Pour ces 3 réacteurs, les caractéristiques neutroniques avaient été déterminées uniquement par le calcul et on commençait seulement à connaître les résultats des mesures effectuées sur G2 qui venait de démarrer. Avant de franchir un nouveau doublement de puissance, EDF par mesure de prudence, exprima vis-à-vis du CEA le désir de voir celui-ci valider, par des essais, les calculs qu'il avait effectués pour Chinon A1, Chinon A2, et qu'il effectuait pour Chinon A3. Le CEA accepta la suggestion et entre le 21 juillet et le 10 août 1958, réalisa une première série d'essais dans le cœur du réacteur G2. Le 13 janvier, il remit un projet d'empilement critique en demandant à EDF de financer sa réalisation.»³⁶¹ L'empilement

³⁶¹ Ibid., p. 40. (Souligné par nous.)

Marius, situé à Marcoule, diverge le 6 janvier 1960, les essais sont dirigés par une Commission mixte CEA-EDF.

Marius fonctionnait déjà au moment de la création de la Commission. La pile est donc examinée en séance de la CSIA à titre de régularisation. L'empilement présente ainsi la particularité d'appartenir à EDF, c'est pourquoi à l'occasion de son examen, une discussion s'engage parmi les hommes du CEA sur le rôle que pourra jouer la Sous-Commission de Sûreté des Piles (SCSP) pour les installations n'appartenant pas au Commissariat. Le sentiment qui émerge parmi les membres de la commission est qu'EDF semble rechercher le contact avec la SCSP, «avec une certaine prudence, due certainement au souci de sauvegarder son indépendance», note-t-on. Témoignant de sa bonne volonté, EDF a transmis à cette date sept rapports au Secrétariat de la SCSP. Le Procès-verbal de la réunion précise : «Il semble que la SCSP, complétée par des éléments provenant des organismes analogues d'EDF (s'il en existe) pourrait examiner les projets d'installations d'EDF pour donner un avis technique. La SCSP, convenablement élargie, pourrait être appelée à devenir ultérieurement l'organe de travail technique de la Commission interministérielle, prévue dans le projet de décret sur la réglementation des industries nucléaires de base.»³⁶²

Soulignons au passage, mais nous y reviendrons, que c'est en effet à l'initiative du CEA, suivant les termes mêmes de cette proposition que va s'effectuer la mise en place de la réglementation au niveau gouvernemental. L'organisation administrative du contrôle de la sûreté nucléaire va s'instaurer conformément à cette suggestion en suivant les conceptions du CEA et de la CSIA, la SCSP faisant office d'expert technique des dossiers présentés par les exploitants de toutes sortes.

6.1.2.2. Le rapport de sûreté d'EDF1

Du côté d'EDF, une structure de sûreté fut effectivement mise sur pied sous forme d'un Sous-Comité d'Etudes Préliminaires des incidents et accidents nucléaires (SCEPIAN), qui s'est transformé en 1960 en CEPS (Comité pour l'étude des problèmes de sécurité) afin de compléter le rapport de sûreté d'EDF1 et le présenter à la Sous-commission de sûreté des piles. Le contact avec la CSIA est effectivement recherché par EDF, et au plus haut niveau, puisque quelques jours avant la réunion du 21 décembre de la Commission, Roger Gaspard lui-même, alors Directeur Général d'EDF, a demandé par lettre à Francis Perrin l'examen par la CSIA de la sûreté de Chinon A1.

Le témoignage de Georges Lamiral, outre un récit très détaillé du développement par la Direction de l'Équipement d'EDF des premières centrales nucléaires, est d'une grande valeur pour ce qui concerne les questions de sûreté : Lamiral était en effet présent aux premières séances de la CSIA consacrées aux réacteurs EDF. Il a pu défendre le point de vue d'EDF au cours de plusieurs réunions de travail avec la SCSP.

Lamiral se souvient de la qualité des relations EDF-CSIA, confirmant en quelque sorte le bien-fondé de l'attitude de Bourgeois consistant à établir un dialogue constructif : «Des relations furent programmées entre les représentants d'EDF, et la

³⁶² PV CSIA, séance du 21/12/60, p2.

Sous-Commission de Sûreté des Piles présidée par M. Jean Bourgeois, qui travaillèrent en symbiose et les rapports qui s'établirent entre les deux organismes à cette occasion furent parmi les plus productifs.»³⁶³ L'un des premiers travaux du groupe CEA-EDF consista à établir le plan du rapport de sûreté à présenter à la CSIA. «Après discussion et comparaison avec les pratiques anglaises et américaines, il fut décidé que le rapport comporterait 12 livres intitulés respectivement : Description du site - installations générales du site - notice descriptive de la tranche - choix et mise en œuvre des matériaux - montages et essais de mise en service - organisation et formation du personnel - codes et manœuvres - protection biologique - réglages et instrumentation - rejets d'effluents actifs - étude des accidents - rapport de sûreté résumé. Le rapport une fois discuté et mis au point représentait plus de 1700 pages de texte. Les 11 premiers livres furent diffusés le 1er février 1962; le livre XII ou rapport de sûreté résumé fut diffusé le 31 août 1962 et l'ensemble fut soumis à la CSIA, le 6 décembre 1962, avant la divergence du réacteur.»³⁶⁴

Témoignant du fait que le vocabulaire n'est pas encore normalisé, le rapport d'EDF est intitulé rapport de «sécurité». Le livre XII du rapport, ou rapport de sécurité résumé comprend près de 150 pages. Il se décompose en deux parties sensiblement égales. La première présente une «Analyse de la sécurité», tandis que la deuxième résume chacun des 11 livres du rapport complet.

³⁶³ Lamiral, op. cit., p. 290.

³⁶⁴ Ibid., p. 290.

Plan sommaire du rapport de sécurité d'EDF1	
12.1	[Introduction] (5p)
12.2	Analyse de la sécurité (50p)
12.21	Limitation des risques d'accidents (33p)
12.210	Généralités
12.211	Lors de la conception de l'usine
12.211.1	Contrôle de la réactivité
12.211.2	Contrôle de la pression
12.211.3	Contrôle des températures
12.211.4	Permanence des alimentations auxiliaires
12.211.5	Protection contre les corrosions
12.211.6	Confinement des matières radioactives et contrôle des rejets
12.211.7	Protection biologique et surveillance radiologique
12.211.8	Energie Wigout sur le graphite
12.212	Lors de la construction
12.213	Lors de l'exploitation
12.22	Accidents techniquement possibles (15 p.)
12.221	Accidents de réacteurs
12.222	Accidents de circuits de gaz
12.223	Accidents des circuits secondaires
12.224	Accidents sur les circuits d'automatisme ou d'alimentation
12.225	Accidents de chargement-déchargement
12.23	Accident maximal prévisible (4 p.)
12.231	Définition : rupture du circuit CO ₂
12.232	Effets aérodynamiques
12.233	Effets thermiques
12.234	Libération des gaz radioactifs
12.3	[Résumé des 11 livres du rapport complet] (80 p.)

L'essentiel du chapitre consacré à l'analyse de la sécurité consiste à présenter les différents systèmes d'EDF1 importants pour la sécurité, et leur fonctionnement. Ensuite l'analyse des accidents distingue ceux considérés comme «techniquement possibles» de «l'accident maximal prévisible». Ce dernier accident, celui «qui peut être considéré comme le plus grave», serait provoqué par une rupture du circuit de CO₂. L'hypothèse d'une rupture du caisson métallique a été exclue car il a subi une épreuve hydraulique à 1,5 fois le timbre et l'on prévoit de vérifier en fonctionnement que la répartition des contraintes en marche normale reste analogue à celle de l'épreuve. Par contre, l'hypothèse de rupture d'une tuyauterie principale a été étudiée ainsi que ses trois conséquences possibles : le risque de désorganisation de l'empilement de graphite pouvant empêcher l'action des dispositifs de sécurité, le risque d'endommagement des autres barrières des produits de fission, et le risque de libération de gaz radioactifs à l'extérieur de la sphère compte tenu de son étanchéité relative.

6.1.2.3. Séance du 5 juillet 1962 : examen préliminaire d'EDF1

en vertu de la loi du droit d'auteur.

Le premier contact entre les représentants d'EDF et la CSIA a lieu lors de la séance du 5 juillet 1962. La première partie de cette réunion est consacrée à l'examen des conditions de divergence et de démarrage d'EDF1. On peut se représenter la scène comme une sorte de tribunal, où les représentants d'EDF viennent plaider devant le jury composé des membres de la Commission du CEA. Côté CEA, sont présents Francis Perrin, Baissas, Yvon, Couture, Gemahling, Girousse et Imbert. Pour l'occasion, Jean Bourgeois s'est fait assister de Vathaire et de Teste du Bailler. Les représentants d'EDF sont messieurs Bienvenu, Léo, Morin, Roux, Stolz.

Francis Perrin ouvre la séance en rappelant que c'est à la demande même d'EDF que la Commission se réunit en séance exceptionnelle. Comme il a été convenu avec EDF, cette séance doit être consacrée aux problèmes de sûreté liés aux premières divergences, à très basse puissance, n'impliquant pas d'élévation de température d'origine nucléaire. Les problèmes de montée et fonctionnement en puissance doivent être étudiés dans une séance ultérieure quand seront connus les premiers résultats du fonctionnement à très faible puissance.

Bourgeois prend ensuite la parole pour une présentation générale des divers dossiers établis par EDF. Il souligne que le rapport de sûreté d'EDF1, établi suivant un plan discuté avec les ingénieurs du GTSP, est un «document très important»; un rapport spécial a été établi pour les expériences de démarrage à basse puissance.

L'insistance des deux parties sur l'importance du travail accompli pour ce rapport de sûreté est à souligner. Que ce soit de la part de la SCSP mais surtout de la part des ingénieurs d'EDF côté Equipement, l'accent mis sur le volume du rapport et l'effort qu'il a nécessité permettent de mesurer qu'il s'agit là d'un travail sans commune mesure avec ce qui s'est fait jusqu'à présent dans l'industrie en général. La rédaction de ce premier «rapport de sécurité» est bien une nouveauté pour l'industrie. Ecrire un tel rapport, envisageant les aspects d'un projet sous l'angle unique de la sûreté est une tâche totalement différente de la simple présentation du projet : il faut en effet justifier chacun des choix effectués en fonction de ce critère de la sécurité, apporter la preuve, faire la démonstration qu'elle est bien prise en compte, correctement traitée. Du point de vue technique, c'est l'obligation d'une réflexion supplémentaire, la nécessité de prendre du recul, de réfléchir dans une nouvelle optique.

L'étude des dispositifs de mesures et chaînes de sécurité donne un exemple de discussion technique entre les représentants d'EDF et ceux du CEA. Morin, Chef du Service Electricité et Contrôle pour la Sous-Région d'Equipement nucléaire n°3 d'EDF, décrit les chaînes de mesures supplémentaires installées pour les essais. Jean Bourgeois souligne qu'au cours de l'examen fait par la Sous-Commission de Sûreté des Piles, celle-ci a noté un recouvrement insuffisant des gammes des chambres et des compteurs BF3, précisément dans la zone présumée de divergence, d'où la suggestion faite à EDF de déterminer, dans une première expérience, l'emplacement le meilleur pour les détecteurs, pour que les gammes des diverses chaînes se recouvrent plus largement. La sous-commission de Bourgeois a surtout remarqué que les sécurités agissent par l'intermédiaire des enregistreurs ce qui peut entraîner des inconvénients sérieux si l'enregistreur vient à être bloqué fortuitement. En réponse, le responsable d'EDF indique qu'il existe à un stade supérieur une deuxième sécurité, électronique, branchée sur la

chaîne de mesure logarithmique pour les essais; la sécurité sur enregistreur est une sécurité d'exploitation, qu'on laisse en service puisque la chaîne correspondante donne des indications valables au moment de la divergence.

La commission passe ensuite à l'examen des sécurités sur la pression, la température, la sécurité du personnel. Ces différentes questions posent peu de problèmes. Les représentants d'EDF décrivent alors l'organisation et la nature des essais prévus sur EDF1.

A la fin de cet examen, le Haut-Commissaire remercie les représentants d'EDF. Ces derniers sortis, M. Bourgeois remarque que le tableau de contrôle, établi d'ailleurs en accord avec le CEA, commence à dater beaucoup, du fait même des retards survenus dans la mise en service d'EDF1 : il serait souhaitable de le moderniser et de remplacer les sécurités sur enregistreurs par des appareils plus modernes. Un problème analogue se pose d'ailleurs pour certains réacteurs du CEA.

6.1.3. La séance du 6 décembre 1962 de la CSIA: examen du rapport de sûreté d'EDF1

C'est lors de la onzième réunion de la CSIA, dans sa séance du 6 décembre 1962, qu'est véritablement examiné le rapport de sûreté d'EDF1. Sont présents pour le CEA, le Haut-Commissaire, assisté de son chef de cabinet Gauvenet; Horowitz, qui a remplacé Yvon à la tête de la Direction des Piles Atomiques³⁶⁵, est assisté de Teste du Bailly et Tanguy; Piatier, Directeur des Matériaux et Combustibles Nucléaires est assisté de Weisz. Sont également présents Bonnet et de Rouville, ainsi que Bourgeois pour la SCSP, assisté de Menoux. EDF est représentée par Messieurs Audy, Celeri, Delpla, Foulquier, Hannotiaux, Kaplan, Laurent, Lamiral, Martin, Roux, Robert, Stolz, Ventre. Le secrétaire de séance est Monsieur Long.

Cette séance est consacrée à l'étude des problèmes de sûreté pendant la montée en puissance d'EDF1. Comme lors de la réunion du 7 juillet, le Haut-Commissaire souligne «l'étroite collaboration qui s'est établie entre les spécialistes du CEA et les ingénieurs d'EDF». Il rappelle qu'au vu de l'état de la réglementation française, la CSIA ne peut donner que des avis et que pour que ces avis aient leur pleine valeur, il faut qu'ils soient donnés en toute indépendance, c'est pourquoi, comme lors de la précédente séance la délibération proprement dite aura lieu hors de la présence des représentants d'EDF.

M. Bourgeois présente alors le dossier à la Commission. Divers documents ont été mis à la disposition de la CSIA : le rapport de sûreté établi par EDF, les compte-rendus des deux réunions de la Sous-Commission de Sûreté des Piles, qui ont eu lieu l'une à Chinon le 26 octobre 1962, l'autre à Clamart le 7 novembre, le questionnaire posé à EDF par la Sous-Commission à l'occasion de ces réunions, et les fiches établies sur les points

³⁶⁵ La Direction de la Physique et des Piles Atomiques qui était dirigée par Jacques Yvon, a été scindée en 1962 en une Direction des Piles Atomiques confiée à Jules Horowitz (ancien chef du Département des Etudes de Piles de la DPPA) et une Direction de la Physique confiée à M. Baissas. Eminent physicien, Horowitz s'occupe donc depuis plusieurs années de développement des piles, domaine à caractère industriel qui est également du ressort des ingénieurs d'EDF, ce qui ne manquera pas de susciter certains conflits entre les deux organismes.

les plus importants.

6.1.3.1. Le risque nucléaire et les sites

Après un exposé par Lamiral de l'historique des études de sûreté d'EDF1, le compte-rendu de séance note que M. Bourgeois, examinant ensuite les caractéristiques du site choisi pour EDF1, estime qu'un tel examen «doit être conduit dans un esprit constructif»: «il faut éviter, ajoute Bourgeois, que l'on impose, sur le plan international, des critères trop restrictifs sur le choix des sites nucléaires, mais plutôt aborder le problème - une fois le site déterminé (et son étude faite) - avec le souci de diminuer les conséquences sur le site d'une émission de produits de fission, de prendre les mesures pour réduire au minimum une telle émission et pour suivre, éventuellement, la dispersion de ces produits.»³⁶⁶ Le procès verbal note que le Haut-Commissaire partage cette manière de voir.

La réunion de la Commission se déroule en effet six mois après un important colloque sur la «sécurité des réacteurs et les méthodes d'évaluations des risques», organisé par l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA) et qui s'est tenu dans la capitale autrichienne du 14 au 18 mai 1962. Les responsables d'EDF1 reconnaissent quelques mois plus tard que ce colloque a été très «instructif» sur le sujet, en particulier en ce qui concerne la spécificité du risque nucléaire et les problèmes particuliers que pose l'implantation des centrales : «Il est reconnu qu'il existe un risque lié à la présence d'installations nucléaires et que ce risque doit être pris en considération au moment de l'implantation des ouvrages»³⁶⁷, constatent-ils. Or le choix du site de Chinon a été effectué suivant des critères techniques habituels, très voisins de ceux utilisés pour les centrales thermiques «classiques» (charbon, pétrole, gaz). Il n'existe d'ailleurs pas en France de législation concernant l'implantation des centrales nucléaires et aucune étude préalable des risques n'est nécessaire : les centrales nucléaires sont soumises, à peu de choses près, aux mêmes procédures que les centrales thermiques classiques.

Comme toutes les centrales thermiques³⁶⁸ les centrales nucléaires doivent faire l'objet d'une demande d'autorisation prévue par le décret loi du 30 octobre 1935 concernant les usines thermiques de production d'énergie électrique d'une puissance supérieure à 1000 kW destinée à fournir l'énergie électrique qu'elle produit au public ou aux services publics par l'intermédiaire d'un réseau de transport ou de distribution. Cette demande ne peut être établie sans une autorisation préalable du Ministre de l'industrie. Elles sont aussi soumises à une procédure réglementée par une loi du 29 novembre 1952 concernant l'adaptation de la construction des ouvrages aux exigences de la défense nationale. Comme toutes les centrales thermiques elles doivent également faire l'objet

³⁶⁶ PV CSIA, Séance du 6/12/62.

³⁶⁷ Lamiral, G., Combe, A., «Données relatives au choix du site de la centrale de Chinon», Proceedings of the Symposium on criteria for guidance in the selection of sites for the construction of reactor and nuclear research centers, IAEA, Bombay, 11-15 mars 1963, p. 468.

³⁶⁸ d'après Lamiral et Combe, «Données...», op. cit., pp. 473-474.

d'une déclaration au Service départemental de l'urbanisme pour le permis de construire. Elles peuvent faire l'objet d'une procédure d'expropriation d'après l'ordonnance du 23 octobre 1958 afin de permettre l'acquisition forcée des terrains nécessaires, après dépôt d'une demande de déclaration d'utilité publique. L'instruction de la demande d'utilité publique nécessite l'avis des services administratifs intéressés et des enquêtes publiques auprès des collectivités. L'utilité publique de l'ouvrage est décrétée en Conseil d'Etat, ce qui a été fait pour la centrale de Chinon. Suivant les cas, les centrales thermiques peuvent nécessiter une demande d'autorisation de prise d'eau, en application des lois des 8 avril 1898, 15 février 1902, 24 mai 1938.

Les seules exigences relatives au caractère nucléaire de ces installations concernent le contrôle auquel elles sont soumises de la part de la Commission interministérielle de protection contre les rayonnements (CIPR), créée le 14 mai 1955 et du Service central de protection contre les rayonnements ionisants (SCPRI), section de l'Institut national de l'hygiène, créé par arrêté en date du 13 novembre 1956. Ce contrôle est effectué suivant un protocole annuel intervenant entre le Ministère de la santé publique et de la population et EDF. Ce protocole fixe les modalités d'application des conditions de rejets d'effluents en tenant compte des caractéristiques des installations et des sites. La loi du 20 août 1961 relative à la lutte contre la pollution atmosphérique prévoit la soumission des installations nucléaires à des décrets pris en Conseil d'Etat, dont le premier paraîtra en décembre 1963.

Cette absence de politique générale réglementant l'implantation des centrales nucléaires ne manque d'ailleurs pas de surprendre le spécialiste américain qui relate dans la revue *Nuclear Safety* la teneur de la communication française faite au colloque de l'AIEA à Bombay en mars 1963 sur le même thème : «La France également présenta un rapport sur le mode de sélection du site pour un réacteur particulier, le réacteur gaz-graphite qui fut finalement implanté à Chinon. Les données économiques ou de sûreté du site furent discutées en détail, mais rien de ce qui fut dit ne montre que cette implantation établisse une politique générale.»³⁶⁹ La politique française n'apporte en effet aucune réponse pour le spécialiste américain confronté dans son pays à des débats virulents sur la philosophie à adopter pour la sélection des sites entre le renforcement des mesures de protection (engineered safeguards) et l'éloignement des centres urbains, afin d'assurer la sécurité du public.

En effet, un an après le colloque de Vienne de mai 1962 qui fut à leurs yeux très instructif, Lamiral et Combe n'indiquent, dans leurs «Données relatives au choix du site de la centrale de Chinon», aucun critère précis qui aurait conduit à ce choix. Lors du symposium international de Bombay de mars 1963, ils insistent simplement sur la nécessité de prendre des mesures techniques particulières pour adapter la sécurité du réacteur au site choisi afin de diminuer le risque. Mais ils indiquent aussi qu'un compromis est nécessaire : «La prise en compte de ce risque peut suivant la façon dont il est évalué

³⁶⁹ W. B. Cottrell, «Power-reactor siting in Other countries, IAEA Symposium on Siting Nuclear Facilities», *Nuclear Safety*, vol.5, N°1., Fall 1963, p. 23. L'original américain est le suivant : «France likewise presented a report on the site selection for a specific reactor, the gas-cooled reactor finally located at Chinon. The economic or safety features of the site were discussed in detail, but no claim was made that this siting set a policy.»

et l'importance qui lui est donnée, restreindre beaucoup les possibilités d'implantation de centrales nucléaires et même, dans certaines régions relativement peuplées, interdire l'implantation de telles installations. Il faut toutefois remarquer que si le risque est lié au caractère nucléaire des installations, il est fonction dans une large mesure des dispositions retenues pour ces installations et que si un site peut être choisi en fonction du caractère des ouvrages qu'il doit recevoir, l'étude de ces ouvrages peut être très sensiblement influencée par les caractéristiques du site.» L'explication qui suit mérite d'être soulignée : «Il paraît en fait difficile de respecter d'une façon rigide des critères généraux de sécurité pour l'implantation des centrales nucléaires; il paraît certainement préférable, tout en se basant sur des recommandations générales d'implantation, d'adapter le type de réacteur, le degré de confinement des substances radioactives, les installations de rejet et les moyens de contrôle à chaque cas particulier d'implantation.»³⁷⁰

Cette présentation résume en quelque sorte la position française en matière d'implantation des centrales nucléaires de puissance. Elle montre le plein accord des représentants d'EDF avec la démarche proposée par Bourgeois et Perrin à propos du site d'EDF1 : d'abord choisir un site favorable, puis lui adapter l'installation en rajoutant les systèmes de sécurité qui s'avéreraient nécessaires pour minimiser les risques. Il est hors de question de proposer des critères trop rigides.

Si les critères d'éloignement ne sont pas spécifiés, les ingénieurs d'EDF précisent à Bombay quelle a été leur démarche, quel compromis a été effectué pour le choix du site. Ce sont tout d'abord les préoccupations économiques qui ont dicté le choix du site, en fonction du coût de l'électricité pour la région. La Touraine a ainsi été choisie en fonction de ses disponibilités en eau, de son éloignement relatif par rapport aux autres sources d'approvisionnement en énergie rendant prohibitifs les frais de transport, et de sa position entre les centres industriels de Tours, Angers, Nantes et Saint-Nazaire qui sont en expansion. Comme critère spécifique au risque nucléaire, ils indiquent cependant que «ce sont finalement des considérations touchant à l'éloignement relatif des grosses agglomérations urbaines, au respect des sites historiques et à la nature du sous-sol qui ont conduit à retenir l'emplacement d'Avoine parmi plusieurs centres qui avaient été également reconnus comme possibles dans la même région.»³⁷¹ L'implantation s'est donc faite en fonction d'un certain nombre de critères implicites, mais aucun critère global d'acceptabilité n'a existé qu'il eût fallu respecter.

Lors de la séance de la commission, Bourgeois résume les caractéristiques de sûreté du site : le site de Chinon présente à la fois des avantages (faible densité de population, assises géologiques favorables à la fondation des ouvrages, absence de risques de tremblement de terre) et des inconvénients (proximité d'exploitations agricoles et laitières, nappe phréatique près de la surface du sol et alimentant des prises d'eau potable). Le site a été équipé de stations fixes et mobiles dont le nombre est jugé suffisant pour permettre la détection d'émissions accidentelles des produits de fission. En ce qui concerne la rétention de ces produits, une étude a été lancée pour savoir s'il est intéressant de faire

³⁷⁰ Combe, Lamiral, «Données relatives...», p. 468.

³⁷¹ Ibid., p. 469.

un effort supplémentaire pour la rétention de l'iode, en mettant à profit l'étanchéité du bâtiment sphérique d'EDF1.

Il revient au Haut-Commissaire de résumer les raisons de fond du pragmatisme dans le choix des sites nucléaires en France. Il évoque en séance «l'impossibilité, en France, de trouver des sites répondant à des conditions aussi rigoureuses que celles que l'on peut respecter dans des pays tels les USA, présentant des caractéristiques très différentes, quant à la répartition et la dispersion de la population.»³⁷² Pour Francis Perrin, Chinon est un exemple de ce que peut être un bon site pour une centrale nucléaire en France. Il estime néanmoins qu'il faut examiner les mesures à prendre pour réduire au maximum les conséquences d'un accident qui pourrait se produire dans la centrale. Ces mesures de précaution ne seront d'ailleurs pas nécessairement aussi sévères pour les centrales suivantes EDF2 et EDF3 qui doivent être implantées également à Chinon. En effet, EDF1 est la première centrale construite, et pour le Haut-commissaire, l'exploitation comme la construction des centrales suivantes bénéficieront, en matière de sûreté, de l'expérience d'EDF1. Par ailleurs, l'existence d'un bâtiment sphérique étanche autour du réacteur - solution décidée par EDF alors que le CEA jusque-là s'en était passé - offre aux yeux du Haut-commissaire des «possibilités» dont «il est précieux de profiter», pour pousser les expérimentations plus loin peut-on supposer. Le Haut-commissaire se démarque peut-être ici de sa prudence habituelle : il veut sans doute mettre à profit la sécurité supplémentaire apportée lui semble-t-il par l'existence du bâtiment sphérique pour mener des expériences plus près des marges, afin de démontrer plus tôt les possibilités technologiques de cette nouvelle énergie. Jean Bourgeois, lui, ne s'enthousiasme pas à propos de ce bâtiment sphérique et les possibilités qu'il offrirait : il intervient tout de suite après cette conclusion du haut-commissaire pour mettre en garde la commission contre les «désordres» qu'entraînerait malgré tout un accident de dépressurisation, qui provoquerait une augmentation de pression et de température.

6.1.3.2. L'examen des problèmes techniques

6.1.3.2.1. Les appareils sous pression

L'examen des problèmes techniques débute par une présentation de M. Lamiral qui donne les indications essentielles sur le bâtiment sphérique, les dimensions, la nature et les caractéristiques du métal. Par exemple, la sphère a été calculée pour une pression intérieure de $2,7 \text{ kg/cm}^2$. Dans les hypothèses les plus pessimistes, la surpression serait, au maximum, de $2,41 \text{ kg/cm}^2$, avec une température interne de 207° en cas de rupture d'une canalisation de sortie de gaz. En cas de rupture d'une tuyauterie d'entrée, la pression serait de $2,16 \text{ kg/cm}^2$, la température de 157° . La sphère a été construite pour être rigoureusement étanche. Toutefois, compte tenu des difficultés techniques de contrôle de l'étanchéité, Electricité de France n'a pas l'intention de subordonner la mise en service de la centrale à une épreuve d'étanchéité. Par contre, un essai d'étanchéité, avec mesure du taux de fuite, sera effectué lors d'un arrêt d'exploitation.

Après le site et la sphère, la Commission passe à l'examen du circuit primaire. M.

³⁷² PV CSIA, Séance du 6/12/62.

Bourgeois expose que la sauvegarde de l'étanchéité de ce circuit est absolument essentielle pour la sécurité des personnes et des biens, ce qui a conduit à étudier en détail les diverses parties constituantes de ce circuit : caisson, tuyauteries, soufflantes et échangeurs. La sécurité du caisson est exposée sous ses aspects administratifs et techniques de façon détaillée par Lamiral. Du point de vue administratif, le caisson est soumis à la réglementation du Service des Mines et il a fait l'objet de deux « dérogations », accordées successivement par le Ministre de l'Industrie et du Commerce, sur proposition de la Direction des Mines : ces textes portent sur les méthodes de calcul, les caractéristiques et traitements des aciers, les conditions d'assemblage et de soudure des tôles, les contrôles.

En effet, il existe en France une réglementation sur les appareils à pression aux termes de laquelle l'Administration impose aux constructeurs et utilisateurs un certain nombre de mesures, fixées par des lois, des décrets ou des arrêtés. Les constructeurs sont tenus de déclarer à l'Administration des Mines, dossier à l'appui, les appareils à pression qu'ils réalisent. Une épreuve hydraulique est pratiquée sur chaque appareil en présence d'un représentant de l'Administration qui appose alors un poinçon sur la plaque signalétique et dresse un procès verbal. Lorsqu'un appareil comporte des particularités non prévues par la réglementation, des dérogations peuvent être accordées par décisions ministérielles. EDF a ainsi soumis le caisson en acier du réacteur EDF1 aux responsables des Mines en mars 1957, ainsi que la demande de deux dérogations, très liées à l'histoire de la construction et aux difficultés rencontrées, concernant l'application aux joints soudés d'un coefficient d'efficacité égal à 0,9 au lieu de 0,7, et la dispense de ré-épreuve du caisson.

Devant la CSIA Lamiral insiste sur le fait qu'Electricité de France ne s'est pas contentée de la stricte application de ces dérogations, mais qu'elle a fait des études beaucoup plus complètes sur les risques de rupture fragile, et sur la détermination des contraintes aux points singuliers. Il explique cette attitude par le fait que les ingénieurs d'EDF ont constaté une dispersion importante des résultats obtenus à l'aide de divers codes de calculs. C'est pourquoi des essais sur maquette ont été effectués pour obtenir une connaissance satisfaisante des conditions de travail du métal. Pour les tuyauteries, des mesures permanentes sont prévues par jauges de contrainte et dilatomètres.

6.1.3.2.2. L'eutectique uranium-fer.

M. Bourgeois, plaidant en quelque sorte pour EDF, signale les nombreux contrôles effectués pendant la construction, aussi bien pour les soudures que pour l'élaboration et le traitement des aciers. Par contre il appelle l'attention de la Commission sur deux points faibles : la possibilité d'attaque du caisson par chute de cartouches après déverrouillage de culasse, ou par chute d'uranium fondu.

En réponse, M. Lamiral expose que les nombreux essais effectués laissent penser qu'un déverrouillage de culasse est extrêmement peu probable. EDF a cependant tenu compte de l'éventualité de cet incident en disposant une tôle de 10 mm qui tapisse le fond du caisson, ainsi qu'une grille évitant l'obturation des canalisations de CO₂.

Ceci amène M. Bourgeois à faire le point des études sur la formation possible

d'eutectique uranium-fer, en cas de fusion de barreaux d'uranium. A la suite de renseignements fournis par les Anglais, des expériences ont été entreprises consistant à faire couler 100 kg d'uranium, sous vide, sur une plaque d'acier ordinaire de 6 cm d'épaisseur, inclinée à 45° : les résultats montrent que dans certains cas la plaque est percée. Divers produits de protection ont été essayés, «sans que l'on ait encore pu aboutir : il y a là une difficulté que l'on ne sait pas encore résoudre», rapporte M. Bourgeois qui envisage la poursuite des essais, l'un pour la coulée d'uranium sous CO₂, l'autre pour l'incendie de cartouche sous CO₂.

Dans sa *Chronique*, Lamiral évoque cette même question sous la forme d'une anecdote quelque peu terrifiante, qui illustre bien le problème posé par l'eutectique uranium fer : en cas de fusion des barreaux d'uranium, la barrière constituée par le caisson en acier serait illusoire. Il relate une série d'échanges entre les responsables du nucléaire britannique (UKAEA et CEGB) et les Français, confrontés aux mêmes problèmes : «A la fin d'une réunion, les Anglais posèrent aux Français, d'une façon très anodine, la question : «que faites-vous vis-à-vis de l'eutectique uranium-fer». Les Français se regardèrent et ne purent pas répondre. Dans les jours qui suivirent, ils se concertèrent et le CEA effectua un essai consistant à verser de l'uranium fondu sur une plaque d'acier de 10 cm d'épaisseur. En très peu de temps la plaque fut perforée par le jet d'uranium ce qui provoqua une certaine émotion parmi les spectateurs. Des recherches furent faites concernant des revêtements protecteurs, notamment céramiques, mais aucun d'entre eux ne donna satisfaction. Finalement la conclusion des études effectuées fut qu'il fallait surtout éviter qu'un jet d'uranium en fusion pût atteindre la paroi du caisson du réacteur et qu'en cas de fusion d'un canal d'éléments combustibles, il fallait chercher à diviser la coulée d'uranium. Les «poubelles» (réceptacles existant à la base des canaux du réacteur) avaient déjà une action dispersante qui paraissait suffisante et il fut seulement décidé de compléter l'action dispersante des poubelles par un déflecteur, en tôle relativement peu épaisse, disposé sur le fond inférieur du caisson. Lors de la réunion suivante ce furent les Français qui posèrent aux Anglais la question «que faites-vous vis-à-vis de l'eutectique uranium-fer» ils s'entendirent répondre «rien». Les techniciens étaient arrivés aux mêmes conclusions mais les Anglais avaient voulu que les Français eussent les mêmes inquiétudes qu'eux, lorsqu'ils avaient découvert le phénomène.»³⁷³

Poursuivant sa présentation devant la CSIA, Lamiral précise que, de l'avis de certains experts anglais, la probabilité pour qu'il s'écoule plus de 20 kg d'uranium est extrêmement faible; d'autre part, le métal s'écoulerait en pluie. Dans ces conditions, et pour des épaisseurs de plus de 2 pouces, les Anglais considèrent qu'il n'y a pas de danger de percer le caisson.

Ne se ralliant visiblement pas à cet argument de Lamiral, le Haut-Commissaire approuve la continuation des essais proposés par Bourgeois, qui permettront de mieux comprendre ce qui pourrait se passer en cas d'accident de ce genre.

M. Lamiral décrit ensuite le circuit de CO₂ qu'EDF a conçu aussi simple que possible, ajoutant que toutes les fois que des difficultés de calcul sont apparues pour des points singuliers du circuit, les concepteurs ont eu recours à des maquettes qui ont été

³⁷³ Lamiral, op. cit., p. 290.

testées.

La Commission examine ensuite les problèmes de sûreté du cœur du réacteur. M. Laurent d'EDF décrit successivement les mesures prises pour la modernisation du tableau de contrôle, suivant ainsi les avis donnés antérieurement par le CEA; les caractéristiques du système de barres de contrôle; les dispositions adoptées pour assurer un refroidissement suffisant des éléments combustibles, à tout moment, au cours des opérations de déchargement.

6.1.3.4. L'étude des accidents

Après l'étude du site, de l'enceinte, du circuit primaire et de la sûreté du cœur, la Commission aborde l'étude des principaux types d'accidents à envisager : l'accident de réactivité, l'incendie de canal et la dépressurisation.

Une discussion s'engage à ce sujet sur le problème de la détection de rupture de gaine (DRG) et de la détection de rupture de gaine généralisée (DRGG)³⁷⁴. Messieurs Laurent et Lamiral précisent qu'il y a un dispositif automatique de chute de barres sur la DRGG, mais que celui-ci n'est pas branché, pour le moment, de crainte de chutes de barres intempestives. C'est pourquoi, à la place de l'analyse des gaz, un incendie de canal serait détecté par l'enregistrement des températures (les températures des 1148 canaux sont «balayées» en une minute). La sécurité résidera donc dans la comparaison des indications de température des canaux, et de la DRG.

M. Perrin estime qu'il est fâcheux de ne pas avoir de dispositif de sécurité automatique pendant une période où les accidents sont les plus probables. Il rappelle que, précisément, à G1, une combustion de cartouche s'est produite au moment de la montée en puissance. Il préconise donc l'étude d'un dispositif comportant trois détecteurs identiques, avec déclenchement de la sécurité pour deux dépassements sur trois du seuil fixé. M. Horowitz suggère que ce dispositif soit basé sur l'augmentation de l'activité \square du circuit.

M. Bourgeois expose ensuite les conséquences possibles d'un accident de dépressurisation, accident qui paraît le plus grave. La rupture d'une canalisation principale de CO₂ mène à des désordres qui comportent trois aspects principaux : un aspect mécanique instantané, un aspect thermique immédiat (10 premières minutes) et un aspect thermique retardé (plusieurs heures). Au point de vue mécanique, M. Bourgeois

³⁷⁴ L'étanchéité des gaines en magnésium est contrôlée en permanence par un circuit de détection de rupture de gaine (DRG) qui comporte une prise d'échantillon de gaz par canal, des réfrigérants, une robinetterie de sélection, des détecteurs d'activité, des surpresseurs qui réinjectent l'échantillon dans le circuit. Le fonctionnement des détecteurs est basé sur la mesure de l'activité des produits de fission des Xénon et Krypton de fission. L'activité propre du gaz, fonction de la puissance du réacteur est soustraite du signal d'ensemble. L'installation toute entière fonctionne automatiquement sous le contrôle de calculateurs numériques. Un canal est scruté toutes les 24 minutes. Les résultats des mesures sont enregistrés sur des téléscriptrices. Par ailleurs, un prélèvement d'échantillon dans la masse de gaz à la sortie du réacteur permet de déceler précocement une importante rupture de gaine et d'ordonner l'arrêt du réacteur (DRGG). L'installation de détection d'EDF1 comprend ainsi 1608 robinets, 1655 électrovannes, près de 50 km de tubes, 14 prospecteurs dont deux pour la DRGG. A chaque prospecteur est associé un filtre, un débitmètre, un manomètre et un thermomètre.

expose que l'on peut craindre le déplacement de lits de graphite, l'éjection des cartouches hors des canaux, la perturbation du fonctionnement des barres de sécurité et de compensation et la détérioration des soufflantes. Les calculs concordants, faits aussi bien par EDF que par le CEA, montrent «qu'on peut avoir un espoir raisonnable d'éviter ces conséquences» en disposant à l'intérieur des tuyauteries un dispositif statique, qu'EDF a pris la décision d'installer. Ce système dénommé tubes Venturi³⁷⁵ permet de limiter en certains points la section du circuit de gaz réfrigérant : en cas de rupture d'une canalisation, un resserrement se produit dans le tube venturi, qui limite le flux d'échappement du circuit sous pression. Ainsi, on crée une diminution dans la différence de pression entre les parties haute et basse du resserrement. Les tubes venturis sont placés en des endroits judicieux pour assurer la protection des conduits, en général à la jonction entre la cuve et les tubes.

En ce qui concerne l'effet thermique immédiat, compte tenu des temps de réponse des sécurités électroniques, des temps de réponse mécanique des dispositifs, le GTSP a pu établir par le calcul que moyennant certaines limitations de la puissance spécifique et de la température de gaine, la température de fusion de la gaine ne sera pas atteinte. M. Bourgeois ajoute qu'il y aurait très grand intérêt à vérifier ces calculs par l'expérience. Des essais sont envisagés à Marcoule, mais ils ne peuvent pas être entrepris immédiatement car ses services n'ont pas, en période d'exploitation, la possibilité de placer les thermo-couples nécessaires. Il propose par contre de faire cette expérience au moment du démarrage d'EDF1, parce que c'est le moment où l'on dispose d'un grand nombre de thermocouples. Cette remarque de M. Bourgeois témoigne des impératifs d'exploitation du Commissariat qui laissent finalement peu de temps aux études, ce qui justifie la commande de réacteurs spécifiques dédiés aux problèmes de sûreté. Jacques Yvon faisait une remarque similaire en 1960 à propos des piles d'essais et Aquilon en particulier : «Dans notre hâte, nous avons dû nous en passer jusqu'à présent pour le programme graphite, nous contentant d'abord de méthodes de calcul plus ou moins éprouvées et ensuite de contrôler celles-ci en utilisant chaque fois, pendant quelques semaines ou quelques mois, chaque pile fraîchement terminée avant d'en être chassés par les exploitants. Mais nous devons disposer bientôt, à Marcoule, de Marius, nouvelle pile à graphite destinée à ces travaux.»³⁷⁶

A propos de l'effet thermique retardé on retrouve les problèmes méthodologiques propres à ces calculs qui nécessitent l'introduction de coefficients expérimentaux. M. Bourgeois précise que si on adopte certaines valeurs d'origine étrangère pour les coefficients d'oxydation du graphite, on peut craindre une oxydation divergente de l'empilement, c'est pourquoi il a été demandé au Comité du Graphite de mesurer ce coefficient de manière plus précise. En conclusion de cette question, le Haut-Commissaire souligne que certaines incertitudes seront difficiles à lever, par exemple l'effet des

³⁷⁵ J. Bourgeois, D. Costes, C. Henri et C. Ségot, G. Lamiral, «Problèmes de sécurité des réacteurs de puissance à uranium naturel modérés au graphite et refroidis au gaz», Colloque sur la sécurité des réacteurs, Vienne, 14-18 mai 1962, AIEA, STI/PUB/57, SM-24, pp. 151-170.

³⁷⁶ Yvon, J., «Les possibilités qu'offrent actuellement les piles atomiques et nos projets d'avenir», Revue de l'enseignement supérieur, 1960, pp. 55-65, p. 65.

impuretés déposées sur le graphite qui pourraient servir de catalyseurs, c'est pourquoi il recommande la prudence.

Pour justifier les mesures prises par EDF, M. Laurent donne quelques indications sur l'efficacité des venturis installés dans EDF1 pour limiter la vitesse de dégonflage, et des diaphragmes placés sur les collecteurs des échangeurs. Ces dispositifs permettront de rester au-dessous du seuil de déplacement du graphite et d'envol des cartouches. Pour l'effet thermique immédiat, il lui semble qu'il n'y a pas de crainte à avoir puisqu'on reste au-dessous de la température d'inflammation. Pour l'effet thermique retardé, les résultats sont «moins nets». Deux moyens de refroidissement seront disponibles : le soufflage par une soufflante auxiliaire, et l'injection de CO₂ provenant du stock du site .

Le Haut-Commissaire insiste sur l'intérêt de préserver ces possibilités de refroidissement, à l'aide d'une ou plusieurs soufflantes auxiliaires, d'une part, et d'un stock suffisant de CO₂ d'autre part.

6.1.3.4. Délibération et conclusion de la commission

La présentation du dossier une fois terminée, les représentants d'EDF se retirent pour laisser la commission délibérer. Le Haut-Commissaire demande alors aux membres de la Commission leur avis sur les points sur lesquels il y a lieu d'appeler l'attention d'EDF, soit officieusement, soit dans l'avis officiel. Cet avis lui semble devoir refléter d'une part le fait que le rapport de sécurité a fait l'objet d'une étude approfondie de la part de la Sous-Commission de Sûreté des Piles, d'autre part que les mesures prises pour limiter les conséquences d'un accident - très peu probable, mais pouvant être grave - paraissent dans l'ensemble satisfaisantes. Le Haut-commissaire s'interroge notamment sur l'opportunité de suggérer l'installation d'un filtre à iode.

Jules Horowitz tient à rappeler que deux questions semblent particulièrement importantes : premièrement, en cas de fusion d'un barreau, la sécurité sur la mesure des températures est «illusoire» car à ce moment-là il ne sort plus de gaz (le canal est bouché); le deuxième problème est la coulée d'uranium métal sur le fond de la cuve du réacteur.

Le Haut-Commissaire pense qu'effectivement il est important de souligner à EDF la nécessité d'arrêter le réacteur, de la façon la plus rapide possible, dès le début d'un incendie de barreau, puisque c'est là l'accident qui pourrait avoir les conséquences les plus graves, mais «en donnant toutefois à cet avis une forme assez générale pour laisser à Electricité de France le choix du dispositif.»

M. Horowitz n'est pas favorable à la rédaction d'un avis définitif, qui pose de difficiles problèmes sur la surveillance de la tenue des aciers. Il propose que la Commission demande à revoir le rapport fait après dépouillement des résultats des montées en puissance. Cette suggestion est retenue par le Haut-Commissaire qui estime qu'elle permettra, dans un avenir ultérieur, de mieux préciser certaines conditions de sécurité, comme celle du comportement des aciers sous radiation. Dans le même ordre d'idée, l'expert du Département de métallurgie, M. Weisz, indique qu'à son avis les critères adoptés, dans l'immédiat, pour la résistance des aciers, sont tout à fait raisonnables, mais qu'il est plus inquiet sur la façon dont on a extrapolé ce qui se passera à long terme. Il

propose que des renseignements complémentaires soient demandés à EDF à ce sujet.

Le Haut-Commissaire tire la conclusion de la réunion : la Commission peut émettre un avis favorable sur la montée en puissance d'EDF1, et elle demandera à procéder ensuite à un nouvel examen du dossier de sécurité. Les expériences, les résultats des essais faits au cours de cette période permettront à la Commission de se faire une opinion beaucoup plus précise sur la sûreté de l'installation. A ce moment-là il sera possible de se prononcer sur certaines questions, comme le comportement des aciers. Il demande à M. Bourgeois et M. Long de rédiger un projet d'avis de la Commission sur ces bases.

L'avis de la CSIA est envoyé par le Haut-Commissaire Francis Perrin à M. Ailleret, Directeur Général Adjoint à Electricité de France dans une lettre du 11 janvier 1963.

«La Commission de Sûreté des Installations Atomiques (...) estime satisfaisants, sous le rapport de la Sûreté, les dispositifs techniques des différentes parties du réacteur EDF1, pour les opérations de montée en puissance. Elle appelle toutefois l'attention d'Electricité de France sur les points suivants : 1) nécessité de l'existence, dès la montée en puissance d'un dispositif automatique de chute de barres, à partir du dispositif le plus rapide et le plus sûr de détection d'une grosse rupture de gaine; 2) nécessité de définir en détail, d'après le résultat des expériences effectuées lors de la montée en puissance, les règles d'exploitation en fonctionnement normal, et les manœuvres à entreprendre en cas d'incident; 3) intérêt éventuel de l'installation ultérieure de dispositifs de rétention d'iode. La Commission estime qu'il lui sera nécessaire, avant de donner un avis sur la sécurité du fonctionnement régulier d'EDF1, de procéder à un nouvel examen de l'ensemble des problèmes de sûreté de la Pile, à la lumière de l'expérience acquise lors de la montée en puissance.»³⁷⁷

Se souvenant de cette première confrontation avec la commission du CEA, sorte de grand oral pour les ingénieurs d'EDF, Lamiral rend un hommage appuyé au Haut-Commissaire : «La présentation du rapport à la CSIA fut l'occasion pour tous les présents d'admirer l'extraordinaire vivacité d'esprit du grand savant qu'est M. Francis Perrin qui aussi bien pour les problèmes scientifiques que pour les problèmes technologiques détecte instantanément les points fondamentaux.»³⁷⁸

L'image de Grand Oral n'est sans doute pas dénuée de tout fondement. Les ingénieurs d'EDF, outre leur jeune âge, ont été formés à l'énergie atomique au sein de l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires, sous la houlette des grands noms du CEA, dont ils ont été les élèves. Lors de l'examen de leur projet, ils exposent devant des hommes dont l'expérience en matière d'énergie atomique a de quoi impressionner. Outre Francis Perrin qui fut l'un des pionniers aux côtés de Joliot, Halban et Kowarski, l'un des «examineurs» est Jules Horowitz, considéré comme l'un des meilleurs physiciens de son époque, et spécialiste du développement des piles en tant que Directeur des Piles Atomiques du CEA.

³⁷⁷ Le texte se trouve dans Lamiral, op. cit., tome 2, annexe 35, pp. 214-215.

³⁷⁸ Lamiral, op. cit., p. 291.

6.2. Les rapports de la CSIA du CEA avec d'autres organismes intéressés par l'énergie atomique

6.2.1. Les rapports avec l'industrie privée

Electricité de France n'est pas le seul organisme à solliciter les services de la Commission de sûreté du CEA. Les procès verbaux de la CSIA montrent en effet que de nombreux organismes font appel à l'expertise des sous-commissions, parmi lesquels la CERCA de Romans, la SENA (Société d'Énergie Nucléaire franco-belge des Ardennes qui exploite la centrale de Chooz), la CICAF de Corbeville, le site de Veurey où est fabriqué le combustible de César, la Société Tréfigura à Rugles (Atelier de récupération de l'uranium enrichi), l'Université de Strasbourg (implantation d'un réacteur universitaire), la SFEC de Bollène, les forges de Bobigny (fabrication du combustible INCA), le centre de recherche SECEM et AEU de Pierre-Bénite, l'Usine japonaise de traitement des combustibles irradiés (Saint-Gobain nucléaire, Tokai Mura), l'Institut Laue Langevin pour le réacteur à haut flux. Toutes ces demandes posent des problèmes juridiques et administratifs en ce qui concerne le statut à donner aux avis que la Commission peut émettre, notamment l'engagement de la responsabilité qui découlerait pour le CEA en cas d'accident. Là encore l'absence d'une législation nationale se fait sentir.

Au delà de la sûreté des piles, de nouveaux problèmes apparaissent concernant les études de sécurité nucléaire à effectuer par le CEA pour les usines privées. En particulier pour la Sous-Commission des masses critiques, puisque le problème se pose désormais de traiter l'uranium à des taux d'enrichissement plus élevés : 3,8% pour le réacteur hollandais de Petten, 4,4% pour de nouveaux éléments combustibles baptisés «cristal de neige».

Cette question met en lumière le problème, plus général, des limites de l'intervention des Commissions de Sûreté au bénéfice de l'industrie privée, et de la responsabilité du Commissariat si, après que des conseils techniques ont été donnés à un industriel, un accident venait à survenir. Une suggestion est émise consistant, comme le fait l'AEC, à accompagner les avis de la Sous-Commission d'une note dégageant la responsabilité du CEA. Un autre problème est celui de la responsabilité des accidents qui pourraient se produire au cas où l'enrichissement des matériaux fournis par le Commissariat à un industriel quelconque serait supérieur à celui indiqué par le CEA.

Le Haut-Commissaire estime que le CEA, en matière de sécurité, doit conseiller les industriels français qui travaillent pour lui et à qui il livre, ou qui travaillent des matières fissiles. En l'absence de législation nucléaire, les industriels ne sont pas obligés de suivre ces avis mais il pense qu'ils les accepteront très probablement. Par contre, ces avis doivent être donnés sous une forme qui dégage la responsabilité du CEA, qui n'a pas les moyens de s'assurer que ses conseils sont suivis effectivement. Le Haut-Commissaire recommande la prudence : dans les conseils techniques à donner aux industriels privés, il faut envisager des sécurités basées sur des dispositifs automatiques plus que sur des consignes, dont l'application est plus incertaine dans ce cas que pour des installations du

CEA ³⁷⁹ .

A la demande de la Sous-Commission de Sûreté des Piles, la commission étudie dans sa séance du 23 janvier 1962 le projet de Pile présenté par la société Indatom. M. Bourgeois demande des instructions sur la conduite à tenir vis à vis d'Indatom qui a sollicité un avis de la Sous-Commission de sûreté des piles sur un projet de pile de petite puissance (10kW continu - 100 kW en pointe), précisant qu'il s'agit d'un projet sans destination encore bien définie. ³⁸⁰ Le Haut-Commissaire estime que la Commission des Relations Industrielles devrait tout d'abord se saisir de la question pour éviter que des constructeurs privés n'élaborent, sans coordination, de multiples projets de piles, sans intérêt réel. Si le projet présenté offre quelque intérêt, la Sous-Commission de Sûreté des Piles pourrait l'examiner à titre officieux mais le Haut-Commissaire refuse catégoriquement qu'elle donne une approbation officielle, une garantie du Commissariat, sans savoir où serait installée une pile de ce modèle, et pour quel utilisateur.

6.2.2. La question des sites

Les sollicitations extérieures amènent à plusieurs reprises la commission du CEA à se poser la question de la qualité des sites susceptibles d'accueillir des installations nucléaires. L'implantation d'une installation nucléaire sur un site est une question délicate, car elle fait la jonction entre le monde des techniciens et le reste de la société. Elle oblige à un certain nombre de précautions, et la présence de populations au voisinage des sites, voire leur opposition, rend plus aiguë la question de la sûreté. La question des sites fait pénétrer directement dans une sphère plus politique, en particulier pour des sites frontaliers, car certaines instances internationales entendent exercer un droit de regard sur la sûreté de ces sites, et par ce biais, sur les activités du CEA. Les relations avec ces organismes internationaux montrent la méfiance du CEA qui craint une immixtion étrangère sous prétexte de sûreté.

Lors de la 21ème réunion de la CSIA, séance du 17 juin 1964, la Sous-Commission de Sûreté des Sites est amenée à présenter l'étude préliminaire de l'implantation d'un réacteur universitaire à Strasbourg ³⁸¹ . A l'issue de l'exposé, le Haut-Commissaire recommande que la Sous-Commission de Sûreté des Piles examine avec attention les problèmes d'effluents gazeux, de contamination de la nappe phréatique, de sismicité, en vue d'adapter la pile aux conditions du site choisi. La Sous-Commission de Sûreté des Sites doit, d'autre part, recueillir les renseignements complémentaires (géologie, hydrologie), dont peuvent disposer les services de la Faculté de Strasbourg.

Au cours de cette même réunion, M. Bourgeois indique que la Sous-Commission a été sollicitée pour l'étude de la sûreté d'un réacteur à circuit primaire intégré avec caisson en béton précontraint. Le procès-verbal de la réunion ne donne pas d'autres renseignements sur le demandeur, mais Bourgeois précise que le site envisagé est à 20

³⁷⁹ PV CSIA, séance du 21 décembre 1960.

³⁸⁰ PV CSIA, séance du 23 janvier 1962.

³⁸¹ Le réacteur de Strasbourg est déclaré le 25 juin 1965 (Journal Officiel du 01/07/65).

km seulement du centre de Rio de Janeiro. Il fait remarquer qu'un avis officieux ne manquerait pas d'engager, dans une certaine mesure, la responsabilité du CEA, c'est pourquoi il demande la conduite à tenir pour ce type de réacteur compte tenu du site. Le Haut-Commissaire estime qu'à priori une implantation aussi rapprochée ne paraît pas souhaitable.

Lors d'une discussion en mars 1961 à propos de la pile Mélusine, M. Bourgeois est amené³⁸² à donner quelques indications sur les contacts qu'il a pu avoir avec les experts étrangers, en matière de sûreté des piles, lors de sa récente mission en Hollande pour l'examen de la sécurité du réacteur de Petten. Petten fait partie des centres communs de recherche nucléaire d'Euratom comme le grand complexe d'Ispra en Italie, Géel en Belgique, Karlsruhe en Allemagne. Les organismes internationaux, AIEA et Euratom, intensifient leur action en vue de superviser la sécurité des réacteurs en général, et, en tous cas, des réacteurs classés entreprises internationales. Leur action pourrait s'étendre progressivement à tous les réacteurs. C'est ce que redoute Bourgeois car les sites français «ne répondent pas aux critères de sûreté des sites que ces organismes sont en train de dégager et veulent codifier». Il y aurait ainsi de nombreux inconvénients à laisser les experts étrangers étudier et se prononcer sur la sécurité des réacteurs français, en particulier pour Cadarache.

6.2.2.1. Le site de Cadarache

Le site de Cadarache, au confluent de la Durance et du Verdon, d'une superficie de 1600 hectares, est distant de 45 kilomètres d'Aix en Provence. Il a été choisi en novembre 1959 pour abriter le quatrième centre de recherche nucléaire du CEA.

Les sites de Fontenay-aux-Roses (Châtillon) et Saclay étaient saturés : Saclay comptait 4000 personnes et Fontenay-aux-Roses atteignait au plan des effectifs la limite imposée par la politique de décentralisation du gouvernement. Le site de Grenoble pouvait augmenter son effectif mais, situé dans une agglomération urbaine (comme Fontenay-aux-Roses), il ne pouvait pas accueillir tout type d'installation.

Le CEA recherchait un quatrième site où pourraient être construites les nouvelles piles expérimentales ou d'essais nécessaires au développement de l'énergie atomique. Le nouveau site devait présenter plusieurs qualités : il devait être proche d'une ville universitaire, dans une région peu peuplée, avoir un sol solide, être proche d'une rivière, et être situé dans une région qui soit attractive pour les ingénieurs et leur famille.³⁸³ Commencées à la fin de 1957, les prospections en vue d'un nouveau centre avaient examiné une cinquantaine d'emplacements.³⁸⁴ Les impératifs dus au caractère de prototype des installations qui doivent être construites sur ce site, leur puissance unitaire, leurs caractéristiques plus poussées, les quantités de matière fissiles nécessaires à leur

³⁸² PV CSIA, séance du 15 mars 1961.

³⁸³ D'après : F. Perrin, «Editorial», *Energie Nucléaire*, vol. 3, N°1, janvier-février 1961, pp. 1-2.

³⁸⁴ D'après le chef du centre : R. Faure, «Le centre d'études nucléaires de Cadarache», *Energie Nucléaire*, vol. 3, N°1, janvier-février 1961, pp. 3-8.

fonctionnement, ont dicté le choix de Cadarache. Dès le départ il était notamment prévu que ce nouveau site serait le lieu de développement de la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium dont le premier exemplaire devait être le prototype Rapsodie. Ces réacteurs étaient considérés dans les années cinquante comme présentant plus de risques que les autres. Ceci explique pourquoi Francis Perrin décida d'installer Rapsodie à l'endroit du site le plus éloigné possible de la route et des villages.³⁸⁵

La présentation du site de Cadarache et des installations qu'il doit accueillir fait l'objet d'un numéro spécial de la revue *Energie Nucléaire*, en janvier 1961. La grande revue française³⁸⁶ «de physique et de chimie nucléaires et de génie atomique» consacre une large place à cet événement d'importance pour la communauté des industriels de l'atome. Après un éditorial de Francis Perrin, le premier directeur du centre, M. Faure, offre une description du centre d'études nucléaires de Cadarache. Il explicite en particulier ce que furent les préoccupations géologiques des prospecteurs de sites : il était essentiel s'assurer que le milieu naturel joue le rôle de protection supplémentaire contre la dissémination de produits radioactifs : «Sur le plan géologique et hydrogéologique, le site est caractérisé très schématiquement par l'existence de calcaires du Crétacé supérieur recouverts, sur presque toute la zone utilisable, par des apports fluvio-lacustres du Pontien (Miocène supérieur) et par l'existence d'alluvions récentes ou anciennes, en bordure de la Durance. Ce fait vaut d'être signalé car la lenteur des circulations d'eau dans le système du Pontien et les possibilités d'arrêt des radioéléments par le terrain dans cette zone chargée d'argile constituent un facteur de sécurité important.»³⁸⁷ Par contre, il n'est pas mentionné si, en retour, le milieu peut être facteur de risque pour les installations du fait de la sismicité ou d'inondations.

Dans le dernier paragraphe, l'auteur évoque ce qu'il appelle «les problèmes psychologiques et politiques posés par la création du centre de Cadarache et leurs conséquences.»³⁸⁸ En effet, l'opposition d'une partie de la population³⁸⁹ modifia un

³⁸⁵ Entretien avec G. Vendryes.

³⁸⁶ Initialement supplément à la revue Chimie et industrie créée en 1956, *Energie Nucléaire* est devenue indépendante à partir de 1959. Revue de très grande qualité scientifique de par le haut niveau des rédacteurs des articles, elle couvre tous les domaines de la technologie nucléaire, de la politique nucléaire des différents Etats, des divers types de centrales, du cycle du combustible. La publication est bimestrielle à partir de 1959. *Energie Nucléaire* est la grande revue de la communauté nucléaire française, scientifique et industrielle, comme en témoignent ses principaux soutiens. Les deux premiers présidents du comité de rédaction sont G. Fleury, et R. Gibrat. G. Fleury est ingénieur général des Poudres, Gérant de la Société France-Atome, président de l'ATEN (Association Technique pour la production et l'utilisation de l'Energie Nucléaire). R. Gibrat est Directeur Général de la société Indatom, Professeur à l'Ecole Nationale Supérieure des Mines de Paris. Le comité de patronage de la revue comprend MM. P. Couture, Administrateur Général du CEA; B. Goldschmidt, Directeur du Département de Chimie et Chargé des Relations Extérieures au CEA; E. Hirsch, Président de l'Euratom; P. Huet, Directeur de l'OECE; J. Van den Heuvel, Chef de la division de l'Energie de l'OECE; A. Portevin et G. Chaudron, Membres de l'Institut de France; L. de Broglie, Prix Nobel; R. Gaspard, Directeur Général d'EDF; A. Landucci, Vice-Président de l'Union des Industries chimiques; et les Présidents de l'ATEN, de la société de chimie industrielle, de la société française des électriciens, de la société des ingénieurs civils de France, de la société des radio-électriciens.

³⁸⁷ R. Faure, «Le centre ... », op. cit., p. 3.

certain nombre de plans du CEA et les responsables de la création du centre furent obligés de tenir compte des craintes exprimées par la population avoisinante.³⁹⁰ Certaines, «facilement apaisées», avaient trait aux risques de pollution de l'air, même en fonctionnement normal, et aussi à des risques d'explosions de réacteurs équivalents à l'explosion de bombes atomiques. D'autres inquiétudes, beaucoup plus vives, concernaient les risques de pollution de l'eau de la Durance et du canal EDF. Un canal de dérivation des eaux de la rivière avait en effet été réalisé par EDF pour alimenter son usine de Jouques, et le CEA avait espéré bénéficier de son existence pour solutionner simplement les problèmes de refroidissement et de rejets des effluents de son centre. Or le canal EDF alimentait en eau potable, à l'aval de Cadarache, la ville de Marseille et un nombre important d'autres centres urbains ou ruraux, soit un million d'habitants, et une grande partie de l'eau restante servait à satisfaire les besoins de l'agriculture en eau d'irrigation. C'est donc en grande partie à cause de cette rivalité sur l'utilisation de l'eau

³⁸⁸ Ibid., p. 8

³⁸⁹ Dans sa biographie consacrée à Joliot (Michel Pinault, Frédéric Joliot-Curie, Editions Odile Jacob, Paris, 2000) Pinault relate que le projet émis en mars 1946 d'installer un centre de recherche sur le plateau de Saclay fut l'occasion de la «première manifestation d'une méfiance et même d'un rejet vis-à-vis de l'activité atomique.» Joliot dut prendre à l'automne la parole devant le comité d'aménagement de la région parisienne pour répondre à des populations inquiètes et des paysans hostiles. Les adversaires du projet évoquaient surtout les risques d'explosion, de rejets de gaz et d'eau toxiques, d'émission de rayonnements dangereux et craignaient que la présence du centre n'en fasse un objectif militaire, une menace pour la région. On notera la permanence du discours des techniciens entre celui de Joliot et celui du responsable du centre de Cadarache plus dix ans plus tard. Pinault commente l'intervention de Joliot : «Les réponses détaillées de Joliot, assénées avec aplomb, montrent à quel point sont alors mal évaluées les conditions indispensables au fonctionnement d'une installation nucléaire et elles sont à rapprocher des rejets extrêmement nocifs résultant des activités industrielles traditionnelles qui abondent alors en région parisienne, ainsi que de la faiblesse des mesures environnementales généralement appliquées dans les années d'après-guerre. Il rappelle l'exemple de la pile de Chicago implantée «dans la ville même, sous les gradins d'un stade» et considère comme négligeables les éventuels rejets toxiques parce que «les piles expérimentales ne nécessitent que de faibles courants d'air de refroidissement et ne produisent que peu de substances radioactives toxiques» et que de hautes cheminées permettront «de laisser leur activité s'atténuer avant de les rejeter, et en plus de diluer le peu qui subsiste dans la haute atmosphère». Quant aux rayonnements nocifs, ils ne traversent pas les murs, explique-t-il.» (p. 346) Un peu plus loin, Pinault évoque la réaction de Perrin à propos des servitudes militaires du terrain qui interdisent de construire à plus de 30 mètres, ce qui est gênant pour les cheminées des piles prévues à une hauteur de 60 mètres. '«Perrin observe que Saclay est à 150 mètres d'altitude et Paris se trouve à 100 mètres plus bas, donc les rejets passeront très au-dessus de l'agglomération...» (p. 347)

³⁹⁰ La formule employée par le directeur du centre est révélatrice, qui parle de craintes «dont il est impossible de ne pas tenir compte». L'introduction à ce paragraphe sur les «problèmes psychologiques et politiques» résume la position du technicien par rapport à la population, accusée de nourrir des peurs irrationnelles face au potentiel catastrophique des installations. Il faut donc la rassurer, voire si besoin l'acheter. Un modèle du genre. «La création d'un centre atomique, quelle qu'en soit la nature, provoque toujours un certain nombre de réactions de la part de la population avoisinante qui, très peu ou mal informée, voit dans ces installations la source possible de catastrophes de tous genres. Le premier travail des responsables de la création d'un centre doit être d'informer ces populations pour apaiser leurs craintes et aussi, mais l'importance en est moindre, leur montrer les avantages que de telles réalisations peuvent apporter à la région. Il est cependant des craintes contre lesquelles les assurances techniques les plus formelles ne peuvent rien et dont il est impossible de ne pas tenir compte, parce qu'elles peuvent engendrer des réactions passionnées ou des paniques (...).» R. Faure, «Le centre...», op. cit., p. 8.

que le CEA dut modifier ses plans initiaux d'utilisation de l'ensemble canal et Durance pour assurer la dilution des effluents actifs du centre. Le CEA «désireux d'apaiser les craintes suscitées» dut aussi modifier son projet de refroidissement des réacteurs en circuit ouvert et opta pour le refroidissement en circuit fermé avec réfrigérants atmosphériques. Ayant pris l'engagement de ne pas rejeter ses effluents dans le canal, mais dans la Durance même, le CEA dut réviser ses projets d'installations de traitement et de décontamination pour les rendre beaucoup plus efficaces, le faible débit de la rivière dix mois sur douze limitant l'activité totale qu'il est possible d'y rejeter. A cette occasion les collectivités locales désignèrent un représentant chargé de suivre, en liaison avec les responsables du centre et des représentants du ministère de la santé la question des effluents. A cet effet, des stations de contrôle supplémentaires de la radioactivité de l'eau ont été positionnées en amont des principales prises d'eau. L'ensemble de ces mesures ainsi que les relations établies avec les collectivités locales permirent, explique le responsable du centre, «d'aboutir à une solution heureuse de ces problèmes essentiellement psychologiques.»³⁹¹

Les trois premiers réacteurs construits à Cadarache sont Pégase, pile d'essais pour combustibles des piles EDF de la filière UNGG, accompagnée de sa maquette critique Peggy, Rapsodie, la première pile à neutrons rapides refroidie au sodium, et le Prototype à terre (PAT), prototype de réacteur à uranium enrichi et à eau ordinaire devant servir pour la propulsion de sous-marins atomiques.

Lors de la séance de la commission, le Haut-commissaire répond aux craintes exprimées par Bourgeois que des experts étrangers s'immiscent dans les affaires du CEA par l'entremise de la sûreté des réacteurs de Cadarache. Il considère que le problème se poserait essentiellement pour la pile à haute performance et réaffirme la position du CEA face à Euratom : en cas «d'Euratomisation» de l'installation, il est essentiel que la France garde l'entière responsabilité de sa sûreté. Il faut rappeler³⁹² ici que le CEA est farouchement opposé à Euratom, qui fait office de «cheval de Troie» pour les technologies américaines en Europe, en particulier la filière de réacteurs à eau légère (contre les réacteurs UNGG du CEA) et à uranium enrichi (dont les Etats-Unis ont le monopole du commerce).

La «menace» du contrôle par Euratom des installations de Cadarache pousse la Commission à réexaminer leurs caractéristiques et les risques que fait peser l'implantation du centre nucléaire sur la région. La situation particulière de Cadarache conduit la Commission à décider de prendre des précautions particulièrement sévères contre les accidents, analogues à celles qu'il faudrait prendre si le centre nucléaire se trouvait à proximité d'une grande ville. La commission est même amenée à s'interroger sur les conditions dans lesquelles les eaux d'alimentation de la ville de Marseille pourraient être, tout d'abord contrôlées en permanence, voire dérivées en cas d'incident sérieux. Cela ne semble pas soulever d'impossibilités techniques, mais un certain nombre de points doivent encore être précisés. Une autre conclusion est la nécessité de mettre sous des

³⁹¹ R. Faure, «Le centre...», p. 8.

³⁹² Voir Partie I, §3.4.1. Cf. Goldschmidt, B., *Le complexe atomique*, Fayard, Paris, 1980, pp. 270-303.

enceintes étanches, suffisamment sûres, non seulement les réacteurs, mais aussi les installations susceptibles en cas d'incident (incendie par exemple) de causer des contaminations extérieures, soit par produits de fission, soit par le plutonium.³⁹³

6.2.2.2. La centrale de Chooz

Un autre angle d'attaque d'Euratom pour s'immiscer dans les affaires nucléaires françaises, ce que le CEA considère comme son pré carré, est sa participation aux études de sûreté de la Centrale de Chooz.

On se souvient que la centrale franco-belge des Ardennes fait partie des six centrales de technologie américaine dont la livraison découle de l'accord Euratom-Etats-Unis de novembre 1958. Malgré son engagement dans la filière graphite-gaz avec le CEA, EDF n'avait pas les mêmes préventions que le Commissariat à l'égard des filières étrangères. EDF souhaitait développer d'autres types de réacteurs pour en comparer et la fiabilité technique et la rentabilité économique, et notamment les filières à eau et à uranium enrichi développées aux Etats-Unis.

Quelques mois après la signature du traité d'Euratom, les Etats-Unis organisent une grande campagne de promotion où des représentants européens sont invités sur place à juger de visu l'avancement des technologies américaines. C'est à l'occasion de ces visites que les représentants d'EDF prennent contact avec les représentants belges, et que germe l'idée de faire une centrale commune.³⁹⁴ Même si l'intérêt de l'état major d'EDF pour cette filière est partagé par le directeur de l'Electricité au ministère de l'Industrie, EDF devra vaincre de multiples résistances du côté du CEA et du gouvernement, notamment depuis l'arrivée au pouvoir du Général de Gaulle en juin 58. Le projet de centrale franco-belge utilise en effet de l'uranium enrichi dont l'approvisionnement est tributaire des Etats-Unis. Après des pressions du gouvernement belge et d'Euratom, EDF obtient finalement l'accord du gouvernement en 1959 pour la poursuite du projet. Une Société d'Energie Nucléaire Franco-Belge des Ardennes (SENA) est constituée le 25 mai 1960, détenue à 50% par EDF et à 50% par un regroupement des cinq sociétés belges de production d'électricité, pour la construction et l'exploitation d'une centrale. Le choix se porte sur la filière à eau pressurisée, la SENNA retenant la proposition d'un groupement formé de la société des Ateliers de Charleroi pour la Belgique, Framatome - qui a été créée pour l'occasion en 1958 par le groupe Schneider - pour la France, Westinghouse pour les Etats-Unis. Le consortium doit fournir une chaudière à eau pressurisée qui doit entraîner un groupe turbo-alternateur de 305 MWe. Le site retenu pour la centrale est situé dans une boucle de la Meuse, à proximité de la frontière franco-belge mais du côté français des Ardennes, non loin d'une localité du nom de Chooz. La centrale présente la particularité d'être disposée dans une caverne creusée dans la roche.

Lors de la séance de la Commission de Sûreté du 1er octobre 1963 où est évoquée

³⁹³ PV CSIA, séance du 15 mars 1961.

³⁹⁴ Pour de plus amples informations, on pourra se rapporter aux ouvrages suivants : Félix Torres et Véronique Lefevre, Chooz de A à B. Une histoire de la filière à eau pressurisée racontée par Electricité de France, Direction de la Communication d'Electricité de France, Paris, 1996. Floquet, Pierre-Henri, Histoire de la centrale nucléaire des Ardennes, AHEF, Paris, 1995.

la participation d'Euratom aux études de sûreté de la centrale des Ardennes, le Haut-Commissaire déclare que le CEA ne peut pas s'opposer à ce que le rapport de sûreté soit soumis à Euratom par la SENA.³⁹⁵ Il propose que le CEA collabore sans signer de rapport commun à ce sujet : la présentation du dossier de sûreté aux autorités d'Euratom d'une part, à la CSIA d'autre part, devra se faire de manière distincte. En effet, en contrepartie de sa fourniture d'uranium enrichi à un faible prix, Euratom se réservait le droit d'examiner la sûreté de l'installation. L'autorisation sera donnée selon la procédure française, la centrale se trouvant en territoire français, mais des experts d'Euratom assisteront aux réunions d'examen de la sûreté.³⁹⁶

6.3. Un timide début de réglementation spécifique aux installations nucléaires : le décret du 11 décembre 1963

Jusqu'à la fin 1963, la CSIA est de fait amenée à examiner la sûreté des installations proposées par les industriels, que ce soit EDF ou l'industrie privée. Mais aucun texte réglementaire ou législatif n'encadre cette pratique et les responsabilités ne sont pas clairement définies. Un certain nombre de faits nouveaux vont pousser le gouvernement à mettre en place une procédure d'examen des installations nucléaires qui soit moins inféodée au CEA.

Depuis 1955, EDF est entré dans le domaine nucléaire en participant avec le CEA à la récupération d'énergie des piles G. Rapidement, EDF conçoit ses propres installations, en s'éloignant des projets du CEA. Des rivalités émergent entre les deux organismes qui n'ont pas les mêmes , le CEA étant plus orienté dans la recherche et favorisant l'industrie nationale privée, alors qu'EDF est préoccupée par la production d'électricité et se méfie de l'industrie privée. Ces perspectives différentes expliquent un certain nombre de choix opérés par EDF dans la conception des réacteurs de Chinon, qui s'écartent des propositions du CEA. Les frontières entre les attributions fixées par les ordonnances de création des deux organismes ajoutent à la confusion : l'ordonnance de 1945 précise que «le CEA réalise à l'échelle industrielle les dispositifs générateurs d'énergie d'origine nucléaire», alors qu'EDF était chargée de la production et du transport de l'électricité en général. Les ingénieurs d'EDF supportent de moins en moins bien la tutelle de ceux du CEA, en particulier par le biais de la sûreté.

Les divergences croissantes entre les deux organismes expliquent la volonté du gouvernement français de créer un système de contrôle des questions nucléaires qui soit extérieur au CEA. Cette démarche aboutit à la signature par le premier ministre d'un décret en date du 11 décembre 1963³⁹⁷ définissant des «installations nucléaires de base» (INB) et instituant une Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB) chargée d'examiner les textes réglementaires en la matière et en particulier

³⁹⁵ PV CSIA, Séance du 01/10/63.

³⁹⁶ Cf. Jean Bourgeois, «La sûreté nucléaire», in P.-M. de la Gorce (ed.), L'aventure de l'atome, tome 2, Flammarion, 1992, p. 295.

³⁹⁷ Décret n°63-1228 du 11 décembre 1963 relatif aux installations nucléaires (J.O. du 14.12.63).

l'autorisation de création de ces installations.

Le décret est adopté après une étude faite par le CEA, seul expert dans le domaine nucléaire, projet auquel Jean Bourgeois a activement participé. Témoignant des tâtonnements ministériels face à l'unité de vue du CEA, Bourgeois relate presque trente ans plus tard : «la réglementation nationale avançait avec une sage lenteur. Apparemment, beaucoup de ministères se sentaient concernés, mais éprouvaient une grande difficulté à exprimer leurs souhaits. Certaines attributions données au CEA par l'ordonnance qui l'avait créé compliquaient la tâche des rédacteurs. Il en résultait un retard à la sortie des textes réglementaires et le premier réacteur de Chinon risquait de démarrer avant leur publication.»³⁹⁸ Ce flou réglementaire explique la demande faite à la CSIA par le directeur général d'EDF d'examiner la sûreté d'EDF1.

6.3.1. L'absence de cadre réglementaire spécifique aux installations nucléaires

Jusqu'à-là, c'est la loi du 19 décembre 1917 relative aux établissements classés dangereux, incommodes et insalubres qui s'appliquait aux installations nucléaires. Plusieurs raisons poussèrent dans le sens de l'adoption d'un régime particulier pour les installations nucléaires.³⁹⁹

Cette loi sur les établissements classés distinguait les établissements industriels selon leur dangerosité. Elle établissait un régime de surveillance, au niveau du département. Une enquête publique devait en principe précéder l'autorisation, délivrée par le préfet. Dans ce contexte, les installations nucléaires, comme les autres installations couvertes par la loi de 1917, devaient être soumises à des inspecteurs qui avaient généralement peu de compétence dans ce nouveau domaine de la sûreté nucléaire. Le petit nombre d'experts en sûreté nucléaire plaidait pour l'instauration d'un système de contrôle au niveau gouvernemental et non de doter chaque département du personnel qualifié nécessaire. D'autre part, étant donné l'importance pour le développement de l'énergie nucléaire française des installations concernées par cette réglementation spéciale, celle-ci devait être du ressort du gouvernement. Par ailleurs, la nouvelle loi devait remédier au traitement inégal entre EDF et CEA. En effet, les collectivités publiques et établissements publics administratifs tels que le CEA n'étaient pas soumis à la loi du 19 décembre 1917, alors que les installations d'EDF l'étaient puisqu'elles appartenaient à organisme commercial et industriel, bien que de service public. Des raisons internationales incitaient également le gouvernement à centraliser les questions de sûreté nucléaire. En effet, «les Normes de base Euratom» obligeaient les Etats-membres à soumettre à un régime de déclaration ou d'autorisation préalable les activités nucléaires d'une certaine importance. L'établissement par le gouvernement français d'un régime spécial pour les installations nucléaires était également un moyen de se mettre en conformité avec la Convention de Paris, signée le 29 juillet 1960 sous les

³⁹⁸ Bourgeois, J., «la sûreté nucléaire», op.cit., p. 294

³⁹⁹ Nous résumons ici les raisons avancées par G. Lamiral, pages 294 et 295 de sa Chronique..., faisant selon ses propres termes «de larges emprunts» au cours professé par J. Hébert à l'université de Nanterre.

auspices de l'OCDE, convention qui stipulait que tout organisme exploitant une installation nucléaire, qu'il soit industriel ou non, devait souscrire un contrat particulier de responsabilité et d'assurance.

C'est à l'occasion de la discussion de la loi n°61-842 du 2 août 1961 relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs que furent introduits dans la loi des articles destinés à servir de base légale aux décrets instituant un régime spécifique des installations nucléaires. Le premier décret pris dans le cadre de la loi de 1961 fut le décret n°63-1228 du 11 décembre 1963.

6.3.2. Le contenu du décret de 63

Le décret du 11 décembre 1963 définit les «Installations Nucléaires de Base» qui lui sont soumises. Les installations concernées sont (art. 2) les réacteurs nucléaires (à l'exception de ceux qui font partie d'un moyen de transport), les accélérateurs de particules, les usines de préparation, de fabrication ou de transformations de substances radioactives, les installations destinées au stockage, au dépôt ou à l'utilisation de substances radioactives, y compris les déchets.

Les installations nucléaires de base (INB) ne peuvent être créées qu'après autorisation (art. 3). La demande d'autorisation doit donner les caractéristiques de l'installation mais aussi le périmètre du site de l'installation. Cette demande est adressée au ministre du développement industriel et scientifique, qui en informe les autres ministres. Le projet est soumis à enquête locale. L'autorisation est délivrée, après avis de la Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base (CIINB), par décret du ministre du développement industriel et scientifique. Un avis conforme du ministre de la santé est nécessaire.

La CIINB est composée (art. 7) d'un président, membre du Conseil d'Etat; d'un vice-président, le haut-commissaire à l'énergie atomique; de représentants des différents ministères. Neuf ministères sont représentés par une personne chacun (la défense nationale; le travail; l'économie et les finances; l'éducation nationale; l'aménagement du territoire, du logement et du tourisme; les affaires culturelles; la protection de la nature et de l'environnement; l'agriculture et le développement rural; les transports). Le ministère de l'intérieur et celui de la santé publique en ont deux chacun tandis que le ministère du développement industriel et scientifique compte trois membres. Les grands organismes de recherche sont également représentés : le CEA a deux membres, le CNRS (Centre National de la Recherche Scientifique) en a un, EDF deux, l'institut national de la santé et de la recherche médicale est représenté par un membre, comme le service central de protection contre les rayonnements ionisants (SCPRI) et l'institut national de la recherche agronomique. En outre, trois membres sont choisis pour leur compétence particulière dans le domaine nucléaire, dont deux sur proposition du ministre du développement industriel et scientifique et un sur proposition du ministre de la santé. Tous les membres sont nommés par arrêté du Premier ministre, pour une durée de cinq ans.

6.3.4. Un impact limité

Le contrôle des installations nucléaires ne fait donc pas l'objet d'une loi spécifique comme

c'est le cas dans d'autres pays, où la loi établit une sorte de pacte entre l'industrie nucléaire et la société civile (Atomic Energy Act aux Etats-Unis, Atomgesetz en Allemagne). Seul un décret pris par le ministre de l'industrie est nécessaire à la création de telles installations, après avis d'une Commission interministérielle. Le ministre de l'industrie, du développement industriel et scientifique, centralise donc officiellement toutes les responsabilités en matière de sûreté des installations nucléaires, même s'il doit obtenir l'accord du ministre de la santé. Mais en pratique, malgré le décret de 1963, le CEA continue d'avoir la haute main sur toutes ces questions.

L'essentiel en matière de sûreté est finalement absent du décret, puisqu'il ne précise pas les modalités de la procédure d'examen de la sûreté de l'installation par les experts. Or cette procédure constitue l'essentiel de l'instruction de la demande d'autorisation de construction. Un petit article (10 bis) précise simplement que la réglementation technique générale concernant la sûreté des installations nucléaires de base est prise par arrêté du ministre du développement industriel et scientifique.

Pour la surveillance (art. 11) des INB et le respect de cette réglementation, il est prévu un corps d'inspecteurs choisis parmi les personnes chargées de la surveillance des établissements classés. Les fonctionnaires du SCPRI veillent de leur côté à l'application de la réglementation concernant les rejets d'effluents radioactifs en vue de la protection de la santé publique. Les contrôles traditionnels restent confiés à leurs administrations respectives, comme l'inspection du travail ou le contrôle technique de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires destinées à la production d'électricité. Toutefois ces contrôles doivent s'exercer en liaison avec les inspecteurs des INB et les agents du SCPRI.

En l'absence de procédure formalisée d'examen de la sûreté, le CEA va continuer dans la pratique de combler le vide.

Le récit de Lamiral qui a participé aux réunions de la CSIA pour EDF, montre comment le représentant d'EDF a perçu le processus de mise en place concrète de cette procédure d'examen, décrite par une succession de verbes impersonnels : «En fait, l'usage se créa rapidement de soumettre les projets d'installations nucléaires à l'examen critique d'experts n'ayant pas participé à leur élaboration. Puis cette séparation de fonctions s'institutionnalisa sous forme de services et de commissions spécialisées notamment au sein du CEA, tandis que l'usage s'établissait de soumettre à ces experts des rapports successifs de sûreté décrivant très en détail l'installation et les dispositifs et mesures prévus pour prévenir les incidents ou en limiter les conséquences.»⁴⁰⁰ Cette construction répond en fait très exactement à la philosophie et à la pratique développées au CEA depuis le début des années soixante. Dès les premiers projets d'instauration de la CSIA, les chefs du CEA envisageaient que cette instance ne se limite pas à un rôle d'examen des piles du CEA, mais qu'elle soit à la base d'une future organisation nationale du contrôle de la sûreté, devant de plus jouer un rôle dans les confrontations internationales. C'est bien le CEA qui a l'initiative et qui façonne le fonctionnement de l'expertise de la sûreté des installations nucléaires en France. Ce monopole de l'expertise restera la règle jusqu'à la mise sur pied officielle de groupes d'experts dits «groupes ad

⁴⁰⁰ Lamiral, op. cit., p. 296.

hoc», en 1967. Mais encore à cette date, les idées et les hommes du CEA continueront de jouer un rôle majeur.

6.4. Examen des rapports de sûreté des réacteurs EDF2 puis EDF3 par la CSIA

Malgré le décret ministériel, la CSIA, seul organisme expert en matière de sûreté nucléaire, poursuit donc l'examen des rapports de sûreté des installations d'EDF.

6.4.1. Examen du dossier d'EDF 2

C'est ainsi que nous retrouvons les représentants d'EDF pour la présentation du dossier d'EDF2 devant la CSIA le 27 juillet 1964.⁴⁰¹ Aux côtés du Haut-Commissaire Francis Perrin, sont présents les directeurs du CEA, Gauvenet, Perineau, Bugnard, Gemahling, Horowitz, Labrousse, Galley et les présidents des cinq sous-commissions, Bourgeois, Lecorche, Régnaut, Menoux, Capet. Les représentants d'EDF sont messieurs Audy, Delpla, Etienne, Fays, Foulquier, Lamiral, Laurent, Martin, Passerieux.

Comme tous les réacteurs à uranium naturel modérés au graphite, le réacteur EDF2 est marqué par le gigantisme. Mais avec EDF2 on franchit une étape supplémentaire. La puissance prévue est de 200 MWe. Le cœur du réacteur est un empilement cylindrique de plus de 2000 tonnes de graphite, de 14 mètres de diamètre, 8,4 de hauteur. 2000 canaux réservés au combustible contiennent 23 700 cartouches d'uranium naturel (240 tonnes en tout). Les éléments combustibles d'EDF2 ont un diamètre légèrement supérieur à celui des barreaux d'EDF1 (18/40 contre 14/35 mm) et possèdent une chemise terminée à sa partie inférieure par une petite selle tenue par un fil d'acier inoxydable. Le tout est placé dans un caisson d'acier, sphérique cette fois, de 18 m de diamètre. Le chargement-déchargement du combustible est effectué au moyen d'un système compliqué composé de deux machines pesant 100 tonnes chacune. L'unique boucle d'extraction de chaleur d'EDF1 et sa soufflante de CO₂ a été remplacée par 4 boucles véhiculant 15 000 t/h de CO₂, grâce à quatre soufflantes. Au total, EDF2 représente plusieurs dizaines de milliers de mètres cubes de béton. Le toit est à 50 mètres au dessus du sol, surmonté de deux cheminées d'une dizaine de mètres de hauteur.⁴⁰²

Un rapport de sécurité a été rédigé par EDF. Le chapitre X (29 pages) présente l'étude des accidents, classés en six grandes catégories : les accidents de réactivité (à l'arrêt, au démarrage, en puissance, et les instabilités spatiales du flux neutronique), les accidents des circuits de gaz, les accidents des circuits secondaires, l'accident de dégonflage et divers accidents. L'introduction du chapitre présente l'esprit des études d'accidents directement inspirée du concept américain d'accident maximal crédible : l'étude des «accidents susceptibles d'influence sur la sécurité du réacteur en

⁴⁰¹ PV CSIA, 27 juillet 1964. Archives CEA, Fonds HC, F5 2655.

⁴⁰² D'après en particulier : Tanguy, P., Bacher, P., «Réacteurs à uranium naturel et graphite», Energie Nucléaire, Vol. 3, N°2, mars-avril 1961, pp. 176-185. Tanguy et Bacher sont alors ingénieurs au CEA.

fonctionnement ou à l'arrêt» est menée en se plaçant «dans les conditions les plus pessimistes tout en demeurant réalistes, de façon à obtenir des résultats correspondant à des cas limites (vitesse maximale de montée des barres - absence d'interaction des jets en cas de rupture de conduite - etc.)»⁴⁰³ La plupart des études partielles ont été exécutées sur calculateur numérique IBM 7090.

La séance de la Commission a pour objet l'étude des dossiers du démarrage à basse puissance d'EDF2 et de l'Atelier de Matériaux Irradiés de Chinon. M. Bourgeois présente le dossier. Les problèmes de site ont déjà été étudiés à l'occasion de l'examen du dossier d'EDF1. Bourgeois tient à rappeler que le bâtiment sphérique d'EDF1 ne constituait pas une enceinte étanche, bien qu'on ait essayé d'en tirer parti pour limiter la diffusion d'effluents gazeux en cas d'incident. Le réacteur EDF2 n'a pas non plus d'enceinte étanche. L'avis qui est demandé par EDF à la CSIA ne porte que sur les essais à basse puissance. Aussi M. Bourgeois se propose-t-il de n'étudier avec quelques détails que les problèmes relatifs aux deux points qui ont paru essentiels : les barres de contrôle et les expériences de neutronique. Il aborde l'examen du mécanisme des barres, qui présente la particularité essentielle d'être à commande pneumatique positive. Le piston met environ 1 seconde pour accomplir sa course et consomme 500 g de CO₂ par course. Le système comprend une réserve de 38 litres de CO₂, capable d'assurer la chute des barres en cas de défaillance du circuit. Des essais d'endurance ont été effectués avec succès sur un treuil : ils comprenaient 2 000 montées de 8 m et 2000 chutes de barres. En plus de cette réserve de CO₂ une autre sécurité existe : en cas de dépressurisation, la chute de 12 barres de sécurité directe est commandée par un dispositif à soufflet qui désolidarise la barre de la partie supérieure qui la retient hors du cœur.

M. Bourgeois indique ensuite la procédure prévue pendant la période des essais. Chaque essai fera l'objet d'une fiche technique, établie par un groupe de rédaction, et définissant la composition de l'essai. Fidèle à sa doctrine de souplesse dans les relations entre l'exploitant et la sous-commission, M. Bourgeois propose, pour simplifier et accélérer les liaisons avec EDF, que l'ingénieur représentant le CEA sur place soit habilité à rédiger le paragraphe «sécurité» de chaque fiche.

Le but des essais à faible puissance est, dans un premier temps, d'effectuer l'étalonnage des barres de contrôle, les mesures de période, les mesures d'anti-réactivité, à une puissance comprise entre 100 W et 1 KW. Une deuxième série d'essais aura pour but la détermination de la forme des courbes de flux, à une puissance de 100 KW.

Pour répondre à une critique qui avait été émise par la CSIA à propos d'EDF1, M. Laurent donne les caractéristiques des chaînes de contrôle et de sécurité pour ces essais et montre qu'elles se recouvrent convenablement. Sur demande du Haut-Commissaire, M. Audy d'EDF déclare qu'on ne peut guère actuellement faire de prévisions tant soit peu sûres sur l'importance possible des fuites de CO₂, précisant qu'on peut espérer qu'elles seront de moins de 5t/jour.

6.4.2. La montée en puissance d'EDF2

⁴⁰³ EDF2, Rapport de Sécurité, Chapitre X, p. X.2.

Une nouvelle réunion de la CSIA est organisée fin janvier 1965 pour étudier la montée en puissance d'EDF2.⁴⁰⁴ Les questions de sûreté ont fait l'objet de trois réunions de la Sous-Commission de Sûreté des Piles, le 2 novembre 1963, le 9 décembre 1964, le 7 janvier 1965 à Chinon, avec visite des installations. Les différents problèmes soulevés par les opérations envisagées font l'objet d'exposés successifs des ingénieurs d'EDF.

M. Laurent décrit le type de chargement, les zones de soufflage, l'anti-réactivité, alors que M. Teste du Bailler expose le mode de calcul, les températures de consignes, les dispositions prises pour les thermo-couples. Il examine ensuite les problèmes du circuit primaire, les tuyauteries, les jauges extensométriques, les difficultés soulevées par les soufflantes, la régulation automatique qui a été installée. M. Bourgeois indique que les échangeurs ont fait l'objet d'essais satisfaisants et passe en revue les problèmes liés au chargement et déchargement du combustible. Les études du fonctionnement d'EDF2 ont été faites en vue d'une exploitation automatique. L'expérience d'EDF1 et celle des essais dynamiques d'EDF1 ont montré qu'il est prudent de procéder par phases. Il a été décidé de distinguer 3 phases d'exploitation en fonction de la puissance. M. Bourgeois estime qu'on peut admettre, au début, de ne disposer que des 10 barres de sécurité directe, représentant environ 1 000 pcm. Par contre, en ce qui concerne la sécurité sur température de gaine, un seul enregistreur est équipé, ce qui paraît insuffisant; il demande donc qu'un deuxième enregistreur soit mis en service.

M. Fays passe ensuite à l'examen des différents accidents possibles : accident de réactivité et accident de soufflage.

Selon la coutume, les représentants d'EDF se retirent pour laisser délibérer la Commission. Le fonctionnement est rôdé, la Sous-Commission présente désormais son avis déjà rédigé devant la Commission, qui l'examine. Elle l'adopte, en précisant que les consignes concernant les valeurs limites de température sur gaine seront établies, pour chaque palier de puissance, en tenant compte des restrictions discutées et approuvées en séance.

6.4.3. Examen de la sûreté d'EDF3 avant démarrage

La commission se réunit à nouveau en présence des représentants d'EDF, le 20 janvier 1966, pour étudier la sûreté avant le démarrage d'EDF3. A côté de Francis Perrin et de son chef de cabinet André Gauvenet, sont présents pour le CEA les chefs des grandes directions ou leurs représentants, Mabille directeur des Productions, Horowitz directeur des Piles Atomiques, Piatier directeur des Matériaux et Combustibles Nucléaires. Les chefs des sous-commissions sont également présents, Bourgeois, Régnaut, Duhamel et Sousselier. Parmi les représentants d'EDF on compte Messieurs Laurent, Lamiral, Mizzi, Teste du Bailler, Moreau. L'étude de sûreté d'EDF3 a donné lieu à quatre séances de la Sous-Commission de Sûreté des Piles et à une réunion sur place à Chinon.

EDF3 est la troisième centrale construite sur le site de Chinon. EDF avait prévu que sa puissance serait double de celle d'EDF2, soit 375 MWe. On se souvient qu'un certain nombre d'essais furent effectués sur une pile spécialement construite à cet effet, Marius,

⁴⁰⁴ PV CSIA, 29 janvier 1965, A. CEA-HC F5 2655.

pour ne plus faire reposer l'étude du cœur uniquement sur des calculs théoriques mais pour les préciser par des données expérimentales. Le problème posé par l'augmentation de puissance est là-encore celui de la tenue des éléments combustibles, principale crainte du CEA, favorable de ce fait à une limitation de la puissance de la centrale.

Les éléments combustibles d'EDF3 sont à nouveau des tubes, alliés en molybdène à 1,1% et dont les diamètres sont 23/43 mm (contre 18/40 à EDF2). On dénombre 41 000 barreaux - ce qui ne manque pas de poser des problèmes pour la conception des machines de chargement - représentant près de 420 tonnes d'uranium. Comme pour EDF2 le graphite est empilé selon un réseau triangulaire, d'un volume de 16 m de diamètre sur 10 m de hauteur. La principale particularité d'EDF 3 par rapport à ses deux prédécesseurs est son caisson réalisé en béton précontraint et non en acier. EDF est alors confronté à un problème nouveau dû à ce type de structure, le calorifugeage interne du béton qui doit être maintenu froid. Du fait des problèmes rencontrés dans les études de ce calorifuge, la construction de la centrale a été rallongée d'un an. Les travaux ont débuté à Chinon au premier semestre de 1961 et la mise en service aura lieu en août 1966 et non en 65 comme prévu initialement.

Etant donné qu'EDF2 et EDF3 présentent un certain nombre de caractéristiques communes, seuls les points essentiels de la sûreté d'EDF3 sont examinés en séance : l'étude du caisson, la détection de rupture de gaine, l'appareil de manutention, les essais neutroniques, les essais de mise en service, et enfin l'étude des accidents.

C'est Louis Laurent, Chef des Etudes d'EDF3, qui présente les caractéristiques du caisson. Il s'agit du premier caisson de réacteur EDF en béton précontraint. Il insiste sur l'étude particulièrement poussée qui a été menée, aussi bien en ce qui concerne le choix des nuances des divers aciers nécessaires pour les câbles de précontrainte, la peau d'étanchéité, les aciers passifs du caisson, que pour l'étude des protections contre l'échauffement du caisson (calorifugeage et circuit en thermip). Enfin, il souligne le soin particulier apporté lors de la construction aux câbles et aux points singuliers du caisson.

En ce qui concerne le génie civil, il n'existait pas, à l'époque du projet, de règlement applicable à de tels ouvrages. EDF a dû se fixer un certain nombre de règles sur les conditions de travail du béton, en marche normale et sur les conditions de fissuration, de fuite et de rupture en cas d'augmentation de pression. M. Laurent étudie les conditions de rupture et présente pour cela une série de diagrammes qui font ressortir que, dans tous les cas, les contraintes restent dans des limites admissibles. M. Laurent doit par contre reconnaître qu'une augmentation notable à chaud de la pression, au-delà de la pression normale, peut entraîner des tensions assez importantes, d'où l'impossibilité d'effectuer des épreuves à une surpression très supérieure à la pression normale de fonctionnement (comme pour des caissons métalliques). Pour contourner l'obstacle, des essais sur maquettes ont été menés. Ceux-ci permettent également de vérifier les calculs, toujours difficiles, sur les points singuliers. Trois maquettes, à l'échelle 1/6ème ont été construites : la première, sans peau d'étanchéité, la deuxième avec, la troisième avec peau d'étanchéité et possibilité de chauffage et de refroidissement. Un tableau résume les résultats donnant la pression d'apparition des fissurations, la pression d'apparition des fissurations importantes et la pression de rupture pour chaque maquette : pour la maquette n°1 on obtient 35, 48, 93 bar, alors que les pressions sont de 40, 60, 111 bars

pour la deuxième et enfin, la rupture se produit à 107 bars dans le troisième cas. Les essais faits sur le caisson lui-même, à une pression d'épreuve de 33 bars, ont confirmé les résultats des calculs et des essais sur maquette ce qui amène M. Laurent à conclure que le caisson présente une marge de sécurité considérable. L'étanchéité du caisson est assurée par une «peau», tôle d'acier de 25 mm d'épaisseur, recouverte d'un calorifugeage et refroidie par un circuit de thermip.

En conclusion de cet exposé, M. Bourgeois souligne que la question la plus délicate est celle des points singuliers du caisson et il propose pour cela deux solutions : soit l'augmentation des câbles de précontrainte, soit l'augmentation des aciers passifs.

M. Moreau expose ensuite les points essentiels concernant le circuit primaire, mettant en avant les améliorations apportées notamment sur les points qui ont posé problème dans les centrales précédentes ou lors de l'examen en commission. Pour la résistance à la pression, une maquette du corps des soufflantes a été faite, qui a été étudiée avec des jauges de contraintes. Lors de la construction, toutes les soudures ont subi un contrôle sévère par gammagraphie, tout défaut étant repris, buriné et ressoudé. Chaque tronçon de tuyauterie a subi, en usine, l'épreuve hydraulique rendue maintenant réglementaire par le Service des Mines. L'ensemble du circuit a subi une épreuve pneumatique. Toutes les règles classiques concernant les soudures ont été appliquées, en particulier le préchauffage et le recuit des joints à souder. Et il ajoute que comme pour EDF2, il est apparu nécessaire de vérifier le comportement des tuyauteries à la construction, pendant les essais et au démarrage. Le Bureau Veritas en a été chargé.

Il est ensuite procédé à l'examen de la détection de rupture de gaine. A la lecture des comptes-rendus, on se demande parfois si Bourgeois ne plaide pas *en faveur* d'EDF auprès de la Commission : en plus d'attirer l'attention de la Commission sur certains problèmes, Bourgeois insiste souvent sur les améliorations consenties par EDF, résumant la teneur des débats antérieurs entre la sous-commission et les ingénieurs d'EDF. M. Bourgeois indique que sur les réacteurs de ce type, la détection de rupture de gaine devient très compliquée et coûteuse, en raison du nombre élevé de canaux; un effort de simplification et d'économie a été fait par rapport à EDF2. M. Mizzi expose qu'en effet le nombre de canaux est passé de 2 200 pour EDF2 à 3 264 pour EDF3. Dans ces conditions, EDF a adopté un système matriciel groupant les canaux par groupe de 64 en matrices carrées de 8x8, chaque ligne et chaque colonne étant suivie par un canal : en définitive il sort ainsi du réacteurs $2n$ tubes au lieu de n^2 tubes. Les détecteurs sont à peu près identiques à ceux d'EDF 2; les colonnes ou les lignes sont parcourues en 48 minutes, chaque canal est donc contrôlé toutes les 24 minutes. Comme l'indique M. Roux dans son article consacré aux progrès des réacteurs UNGG, l'un des objectifs était d'augmenter la cadence de balayage : l'activité du gaz de chaque canal est ainsi contrôlée toutes les demi-heures. Les prospecteurs indiquent l'activité des produits solides résultant de produits de fission gazeux prélevés dans le canal, mais également l'évolution de cette valeur. Par ailleurs, compte tenu du grand nombre de mesures à effectuer, qui sont de plus des mesures indirectes, EDF a été conduit à utiliser des calculateurs électroniques. Seule façon de résoudre ce problème, le calculateur introduit pour la détection a ensuite été mis à profit pour le traitement des informations et pour l'utilisation de la centrale.⁴⁰⁵

Une autre différence importante est la suppression du système de détection des

fuites généralisées, la DRGG. Etant donné qu'une grosse rupture de gaine entraîne la contamination de tout le gaz du réacteur, les prospecteurs de la DRGG auraient donné un signal en même temps que les autres prospecteurs. En conséquence, EDF a supprimé cette détection en admettant que l'incident correspondant serait détecté par l'observation de la coïncidence de quatre anomalies, pendant le même cycle élémentaire, le signal de cette coïncidence donnant l'ordre de chute des barres; mais cette sécurité peut être court-circuitée par une clé en salle de commande et dans ce cas une consigne fixera la conduite à tenir. Les barres peuvent chuter sans que la sécurité soit réellement en danger. C'est donc à l'opérateur de choisir en fonction des cas selon une procédure consignée. M. Perrin indique qu'il lui semblerait préférable de ne pas court-circuiter cette sécurité, quitte à fixer un seuil suffisamment élevé pour éviter des chutes de barres intempestives. M. Bourgeois souligne que les ennuis rencontrés sur EDF1 et EDF2 proviennent du fait qu'au moment du démarrage, surtout du premier démarrage, le graphite contient beaucoup d'eau et la DRG ne fonctionne pas s'il y a trop d'eau dans le CO₂. Là encore Bourgeois reste fidèle à sa philosophie de la sûreté qui, quand cela est possible, propose des solutions. Après l'analyse des causes, il suggère un compromis technique et émet une consigne : il faut fixer une puissance maxima pour laquelle on tolère la marche de la centrale sans que la DRG soit en service, cette puissance devant être telle que le groupe puisse être couplé, ce qui donne un minimum thermique de l'ordre de 80 MW (alors que la puissance est de 1 800 MW).

L'appareil de manutention est alors présenté par le représentant d'EDF. Un tel appareil n'est pas une question aussi éloignée de la sûreté qu'il n'y paraît. Etant donné la conception des réacteurs UNGG, il est très important qu'en cas de fuite sur un barreau combustible, on puisse décharger l'élément incriminé, ce qui explique la conception de ces machines ultra complexes de détection des ruptures de gaine, mais aussi des machines de chargement-déchargement capables d'intervenir réacteur en fonctionnement, donc à pleines pression et température. La conception de cette machine a d'ailleurs posé de vraies difficultés aux ingénieurs d'EDF. Après une présentation par M. Mizzi de l'appareil de manutention, Pierre Tanguy pour le CEA examine les problèmes de sécurité en cours de manutention, à savoir les conditions dans lesquelles les cartouches de combustibles peuvent être manipulées par la machine, sans que la gorge d'accrochage ou le fil d'étrier ne cassent. C'est un problème important à cause du grand nombre de manœuvres qu'il y a lieu de faire par an, de l'ordre de 20 à 25 000. Lamiral précise en effet qu'au cours des essais il y a eu un certain nombre d'incidents dont les conséquences en exploitation seraient sérieuses, car un incident peut entraîner un mois d'arrêt du réacteur.

M. Bourgeois indique ensuite que l'on peut passer rapidement sur le contrôle du réacteur, très voisin d'EDF2, précisant simplement que les treuils sont maintenant à commande électrique et non pneumatique. La politique des barres a été vue en plein accord avec le CEA, ainsi que la fixation des seuils pour le déclenchement des sécurités.

Les essais neutroniques sont présentés par M. Teste du Bailler, répartis en deux

⁴⁰⁵ D'après : J.-P. Roux, «Développement de la filière à uranium naturel-graphite-gaz d'EDF1 à EDF4», Revue Générale de l'Electricité, Mars 1965, pp. 239-251.

catégories suivant qu'ils sont faits en air ou en CO₂ lors de la montée en puissance. Pour les premiers, une campagne d'essais menée à EDF2 en novembre 64 a montré que dans leur ensemble les modèles de calculs utilisés pour décrire le comportement neutronique du réacteur sont satisfaisants, c'est pourquoi EDF, dans un souci d'économie, a cherché à réduire au maximum la durée des essais à caractère fondamental, en se limitant à des vérifications pratiques. Ainsi, ces vérifications porteront sur les trois grandeurs essentielles que sont la réactivité disponible pour la montée en puissance, l'antiréactivité de l'ensemble des barres de contrôle et de quelques groupes particuliers et enfin l'aplatissement de flux par les absorbants. Pendant la montée en puissance, la mesure de base reste comme pour les réacteurs en service l'évolution de la réactivité avec l'irradiation du combustible. L'étalon de réactivité sera un groupe de barres, en général de barres grises, c'est-à-dire des barres d'acier soigneusement étalonnées soit par le calcul, soit par la technique des oscillations mise au point à EDF1.

Après une présentation rapide des essais de mise en service, la Commission passe à l'étude des accidents de dépressurisation.⁴⁰⁶ M Bourgeois indique que l'aspect aérodynamique de ces accidents a peu d'importance car il y a quatre circuits, et si l'un d'eux venait à se rompre la dépressurisation serait suffisamment lente pour ne pas amener d'ennuis mécaniques. L'aspect thermique, c'est à dire les conditions de refroidissement, est jugé plus important étant donné les performances de la centrale. En cas de gros accident, il est nécessaire de disposer, trois minutes après l'arrêt, de deux turbo-soufflantes tournant au moins à 1500 t/minute. Or, les moteurs électriques ne peuvent entraîner les turbo-soufflantes à cette vitesse. Il a donc été nécessaire de trouver une solution à ce problème. Bourgeois laisse à M. Laurent le soin de présenter le choix fait par EDF sur ce point.

M. Laurent examine donc les conséquences d'un accident de dépressurisation. Il définit l'accident maximal comme conséquence de la rupture d'une canalisation principale de CO₂ à la partie inférieure du caisson, ce qui correspond à une section de rupture de 2,5 m² environ. Il est admis que cette rupture n'entraîne pas l'apparition simultanée d'une autre rupture, les tuyauteries étant géographiquement éloignées. Dans ces conditions, la durée du dégonflage est de 20 à 30 secondes. Il y a vidange rapide par le bas et également vidange par le haut, au travers des échangeurs, qui ont une faible perte de charge vis à vis du réacteur. Des oscillations peuvent perturber le phénomène. Les sécurités directes sur les barres de contrôle (21 barres noires, 1500 pcm), la chaîne de variation de pression entraînent la chute des barres.

Après s'être ainsi assuré des moyens d'arrêter la réaction en chaîne, M. Laurent décrit comment il est possible d'assurer le refroidissement du réacteur : les quatre circuits de refroidissement étant groupés deux par deux, on isolera la boucle rompue par l'obturateur de la partie supérieure (et si possible, de la partie inférieure) et il faudra, pour obtenir un refroidissement suffisant, deux soufflantes tournant à 1/2 vitesse soit 1500

⁴⁰⁶ Le Rapport de Sécurité de la troisième tranche - EDF3 - centrale de Chinon, présente en son livre VI l'étude des accidents sur 31 pages. Sont examinés successivement les accidents de réactivité (19p.), les accidents de dégonflage (1p.), la rupture d'un tube d'échangeur (1p.) et l'accident majeur de dégonflage (9p. avec ses effets mécaniques et ses effets thermiques. Les calculs ont été effectués à l'aide de programmes sur ordinateur IBM 7094.

t/minute. Cette vitesse ne pouvant être obtenue par les moteurs électriques, il faut pouvoir alimenter les turbo-soufflantes à l'aide des ressources en vapeur disponibles provenant soit des ballons et échangeurs de vapeur, soit de l'énergie résiduelle du réacteur. La SCSP a demandé de ne pas tenir compte de cette deuxième possibilité qui serait inopérante en cas d'accident car c'est une prise sur l'engin accidenté. Une troisième solution pour le refroidissement provient des chaudières auxiliaires utilisées pendant le démarrage pour entraîner les groupes. Ces chaudières demandent 45' pour être remises en service, 15' seulement si elles sont maintenues à 120°. M. Laurent montre comment, en utilisant successivement ces sources de vapeur, on peut assurer un refroidissement satisfaisant. Dans tous les cas, la température atteinte par le combustible ne dépasserait pas 575°.

L'examen par la CSIA est une procédure désormais codifiée. C'est le dernier examen de passage pour vérifier que tous les points ont bien été envisagés : des réunions préparatoires ont eu lieu, les ingénieurs d'EDF savent quels seront les points sur lesquels ils seront interrogés. La commission évalue leur arguments, mais sur le fond, l'essentiel du travail a été fait avant par les membres de la sous-commission de sûreté des piles.

A la fin des divers exposés, le Haut-Commissaire demande aux représentants d'EDF s'ils ont des observations à formuler sur le projet d'avis dont ils ont reçu communication. M. Lamiral tient à signaler que l'alinéa relatif à la limitation de la température de la peau d'étanchéité du caisson lui paraît inutilement sévère, expliquant que le béton peut certainement résister à une température sensiblement plus élevée, et qu'un dépassement, pendant quelque temps, n'aurait pas de conséquences rapides et alarmantes. Au vu de ces arguments, la Commission accepte de remplacer cet alinéa par une clause disposant que la constatation d'un éventuel défaut d'efficacité du calorifugeage devra entraîner un nouvel examen des conditions de la tenue du béton à la température atteinte. D'autre part, M. Laurent propose que la limitation de puissance pour le fonctionnement du réacteur sans Détection de Rupture de Gaine soit relevée à 10% de la puissance maximale du réacteur, comme pour EDF2. Après discussion, la Commission accepte le chiffre de 150 MWth.

Les représentants d'EDF se retirent alors pour laisser la Commission délibérer. Après un court échange de vue, la Commission adopte l'avis présenté par la SCSP, modifié pour tenir compte des deux remarques précédentes.

6.5. Décret de 1963 (suite). Examen d'EDF4 et relations CSIA-CIINB

Plus d'un an après la promulgation du décret sur les Installations Nucléaires de Base, les rapports de la CSIA et de la Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base (CIINB) se précisent. Lors de la séance de la CSIA du 22 décembre 1964, son secrétaire, M. Long, donne lecture d'une lettre⁴⁰⁷ adressée par le Ministre d'Etat chargé de la Recherche scientifique et des Questions Atomiques et Spatiales, Gaston Palewski, à l'Administrateur Général, au sujet de la demande d'autorisation présentée par EDF pour la centrale de Saint-Laurent des Eaux, EDF4.

⁴⁰⁷ Lettre 64-6350, du 16 Décembre 1964.

Dans cette lettre le Ministre d'Etat demande que le CEA procède à l'instruction technique de cette affaire et à cet effet, la soumette à l'examen de la CSIA. Deux inspecteurs des Etablissements classés, mis par le Ministre de l'Industrie à la disposition du Ministre chargé de L'Energie Atomique, sont également saisis de l'affaire; ils seront chargés du contrôle de l'installation. Il est demandé qu'ils participent, en liaison avec la CSIA, à l'élaboration des prescriptions techniques, nucléaires et non nucléaires, qui devront être mises en œuvre par EDF. Cette lettre fixe donc le rôle du CEA - et plus particulièrement de la CSIA - dans l'instruction des dossiers soumis à la procédure des Installations Nucléaires de Base.

Mais cette évolution est aussi révélatrice du fait que les pouvoirs publics deviennent plus exigeants en matière de sécurité, même vis à vis du CEA. En effet, le Ministre Délégué chargé de la recherche scientifique et des questions atomiques et spatiales a décidé de faire procéder au contrôle des installations nucléaires de base existant antérieurement au décret du 11 décembre 1963 : ces installations n'avaient pas nécessité de décret d'autorisation mais avaient seulement été «déclarées» par le CEA. Aux termes du décret (article 11) cette inspection est assurée par des Inspecteurs des Etablissements Classés mis à la disposition du Ministre chargé de l'Energie Atomique et elle doit porter sur l'application de la réglementation des installations nucléaires de base et notamment des prescriptions techniques d'exploitation. Le Ministre demande que le CEA lui fasse parvenir pour chaque réacteur un dossier technique qui sera mis à la disposition de l'inspecteur compétent et qui devra comprendre en premier lieu un rapport descriptif de l'installation, un rapport de sûreté et enfin un rapport sur les dispositifs de contrôle et les consignes générales d'exploitation.

La lettre de décembre 64 entérine ce qui se faisait jusque-là, mais elle rajoute un aspect important qui n'avait pas été mis en œuvre dans le cadre de l'expertise interne du CEA : le contrôle par des inspecteurs. A ce sujet, M. Bourgeois pose la question de savoir à quel stade les inspecteurs devront être associés aux travaux de la Sous-Commission de Sûreté des Piles. Le Haut-Commissaire estime qu'ils doivent intervenir après l'étude de sûreté proprement dite, au moment de l'élaboration des prescriptions à insérer dans le décret d'autorisation.

Le CEA garde en fait la haute main sur l'expertise technique via la SCSP, les inspecteurs du ministère n'ayant sans doute pas les compétences pour juger de la sûreté des installations; le Haut-Commissaire leur accorde le rôle de vérificateurs du respect des prescriptions fixées à l'exploitant. Dans une lettre à Bourgeois, le Haut-Commissaire précise les modalités de cette inspection : «En accord avec M. Salelles, Conseiller du Ministre pour l'application de la réglementation des installations nucléaires de base, il est entendu que l'on pourra faire appel, aussi largement que possible, aux documents établis pour la CSIA : l'inspection portant essentiellement sur l'application des décisions de la CSIA, considérées comme valant prescriptions techniques d'exploitation. Enfin, il est entendu que le CEA sera prévenu en temps utile de la venue des inspecteurs, afin de pouvoir en aviser les Directeurs de Centre et les Directeurs techniques responsables : le CEA devra mettre à la disposition de l'inspecteur désigné un ingénieur spécialisé dans les questions de sûreté des réacteurs.»⁴⁰⁸

Est-ce à la suite de ce rappel de l'exigence du contrôle par les pouvoirs publics ou à

en vertu de la loi du droit d'auteur.

la mauvaise volonté des unités opérationnelles du CEA, toujours est-il que Bourgeois s'adresse au Haut-Commissaire en avril 67 pour réclamer la mise sur pied de ce contrôle au sein-même du CEA. Il rappelle en la citant la note de service n°C 278 du 27 janvier 1960 actant la création de la CSIA. Celle-ci prévoyait que la Commission de Sûreté des Installations Atomiques avait pour mission «de s'assurer de la conformité des réalisations avec les certificats délivrés», et qu'elle disposait pour mener à bien ses travaux «de groupes de contrôle composés d'experts choisis pour leur compétence particulière, responsables de leurs actions devant la seule commission.» Le président de la Sous-Commission de Sûreté des piles note sur un ton d'où la diplomatie a du mal à prendre le pas sur l'irritation : «Jusqu'ici, aucune application de ces dispositions n'a été faite. En ce qui concerne les piles du Commissariat, je vous propose de commencer à mettre progressivement sur pied l'organisation prévue.»⁴⁰⁹ Il suggère d'utiliser à cet effet les services d'un ingénieur, Monsieur Peffau, qui pourrait être affecté au cabinet du Haut-Commissaire, et dont le lieu de travail serait situé à Saclay auprès du GTSP. Il propose également que la désignation des piles à contrôler et la consistance des vérifications à effectuer fassent dans chaque cas l'objet d'une note du président de la CSIA. Monsieur Peffau est effectivement nommé par le Haut-Commissaire, à compter du 1er juin 1967.⁴¹⁰

Il s'agit donc là de l'institutionnalisation du contrôle au sein du CEA. Jusqu'ici, la commission a promulgué un certain nombre de règles, émis certaines restrictions au fonctionnement des installations, pris des décisions. Mais elle ne s'était pas donné les moyens d'en contrôler l'application. Aucun inspecteur n'avait été désigné pour cela. Cette lacune s'explique très vraisemblablement par un problème de moyens et de priorités, car cette tâche de contrôle demandait de mobiliser des effectifs dont on considérait qu'ils ne pouvaient pas être enlevés à la recherche proprement dite.

L'importance de cet aspect de contrôle de la sûreté nucléaire peut être souligné par une anecdote rapportée par Pierre Tanguy⁴¹¹ à propos de la première inspection de Peffau sur Cabri à Cadarache. Peffause rend donc en salle de commande. L'installation, dans laquelle sont effectuées des simulations d'accident, est située à 200 mètres de là, derrière une bute, au cas où un problème survienne, pour qu'au moins le personnel ne soit pas irradié. Peffau fait remarquer aux ingénieurs qu'il y a des gens qui travaillent dans l'installation en ce moment. Ce à quoi les ingénieurs lui répondent que cela ne pose pas de problème parce que l'installation est arrêtée. Il demande alors si l'on est bien sûr qu'il est impossible de la redémarrer. On lui répond que oui, «bien sûr que oui, parce qu'il y a une clé, la clé a été tournée, et si on veut redémarrer l'installation, ça ne redémarre pas !» Alors Peffau appuie sur le bouton de mise en marche, et l'installation commence à

⁴⁰⁸ Note HC/66-208 du 21 avril 1966.

⁴⁰⁹ Note du 14 avril 1967 signée Jean Bourgeois, adressée au Haut-Commissaire, intitulée «Contrôle de la sécurité des Installations Atomiques».

⁴¹⁰ Note Service HC N°129 du 12/6/67.

⁴¹¹ D'après un entretien avec Pierre Tanguy.

démarrer ! L'installation a été tout de suite arrêtée, mais démonstration était faite qu'il n'y a pas de bonne expertise sans inspection. C'est une des conclusions du futur successeur de Bourgeois : il est nécessaire de retourner «sur le terrain» et ne pas se contenter d'expertise sur dossier, et pour le moins, de contrôler l'application des décisions prises.

C'est à l'instigation du ministère de l'industrie, dans le cadre du décret de décembre 1963 qu'est mise en place une inspection des installations du CEA, conduisant celui-ci en réaction à établir sa propre inspection interne. Le contact avec le monde des installations classées et ses traditions, où l'inspection est de rigueur, impulse la mise sur pied de cette composante importante de la sûreté : l'inspection.

Quatre ans après la promulgation du décret de décembre 1963, une nouvelle étape est franchie dans l'indépendance de l'expertise de la sûreté par rapport au CEA. Dans le cadre de la Réglementation des Installations Nucléaires de Base et «suite à un accord entre le Ministre d'Etat chargé de la Recherche Scientifique et des Questions Atomiques et Spatiales et le Ministre de l'Industrie»⁴¹², la Commission de sûreté du CEA est remplacée par un groupe (groupe ad hoc) d'experts pour la mise au point des prescriptions techniques qui doivent être incluses dans les décrets d'autorisation de création des centrales nucléaires d'EDF et pour l'examen de la sûreté de ces installations. Le groupe, dont les experts sont désignés par les deux ministres, sera constitué pour chaque installation sur une base tripartite : CEA, EDF, administration. Il entre en fonction en juin 1967 et définit des prescriptions pour les centrales de Saint-Laurent-des-Eaux et de Bugey.

6.6. Examen de la sûreté de la centrale des Ardennes

6.6.1. Séance du 17 juin 1966 de la CSIA : essais de démarrage et de montée en puissance

En accueillant le 17 juin 1966 les représentants de la SENA et d'EDF, le Haut-Commissaire souligne que cette séance de la Commission⁴¹³ est appelée à constituer un précédent important, puisque pour la première fois la CSIA est appelée à donner un avis sur une centrale franco-belge, se plaçant donc sur le plan international. La SENA est représentée par Messieurs Erkes⁴¹⁴, Stacquez, Bebin (Framatome), Alberti (EDF), Simon, Evenepoel, Cordelle (chef d'aménagement EDF), et Muylle.

La première étude de sûreté de la centrale, à un stade préliminaire, a été soumise par la SENA à la Sous-Commission de Sûreté des Piles le 17 avril 1963. La SENA a officiellement demandé, par lettre du 1er avril 1965, que l'examen de la sûreté de la

⁴¹² Rapport Annuel CEA, 1967, p. 145.

⁴¹³ PV CSIA, 17/6/66

⁴¹⁴ Pierre Erkes est directeur de la construction de la centrale de 1965 à 1967, puis membre du comité technique jusqu'en 1974. Ingénieur électricien de l'université de Louvain, il a été initié à la technique nucléaire dans les laboratoires américains, notamment à Oak Ridge dès 1962. Il a participé à la construction des réacteurs expérimentaux BR1, BR2 puis BR3.

centrale soit effectué par la CSIA, ainsi que l'avait fait EDF pour EDF1, EDF2 et EDF3. Les examens de sûreté ont été effectués simultanément par Euratom et le CEA : une réunion de la SCSP a alors été tenue le 6 mai 1966 avec les représentants de la SENA en vue de la présentation de l'installation à la CSIA.

Les réacteurs à uranium enrichi et eau légère sous pression sont sensiblement différents de leurs cousins de la filière UNGG. Parmi ces différences, il faut noter que le cœur est entièrement contenu dans une cuve en acier de 12 mètres de hauteur, 3 mètres de largeur, et de 23 centimètres d'épaisseur, pesant 300 tonnes. Le combustible est de l'uranium légèrement enrichi. La modération des neutrons ainsi que le refroidissement sont assurés par de l'eau ordinaire, circulant dans un circuit dit primaire, fermé sur lui-même. L'eau circule sous haute pression dans les quatre boucles d'extraction de la chaleur qui comportent chacune une pompe et un générateur de vapeur.

Dans le cas de la centrale de Chooz, le réacteur, les quatre boucles primaires et le pressuriseur sont contenus dans une salle souterraine. Le tout est disposé à l'intérieur d'une caverne qui fait fonction d'enceinte de confinement. La caverne elle a été prévue pour assurer l'étanchéité et a été calculée mécaniquement pour résister aux températures et pressions maximales, comme le précise un représentant de la SENA. Ces différences techniques expliquent le vocabulaire nouveau que l'on rencontre lors de ce premier examen de la sûreté d'un réacteur à eau sous pression.

Avant que la Commission n'examine les divers problèmes concernant le cœur de la centrale, M. Bourgeois appelle l'attention de la Commission sur certains aspects qu'il estime essentiels. La Sous-Commission de Sûreté des Piles exprime son accord avec les études de sûreté qui ont été faites, mais deux points doivent être tout particulièrement examinés par la Commission. Premièrement, il faudra s'assurer que les marges de sécurité à l'arrêt et en pleine puissance permettent d'arrêter le réacteur dans tous les cas. Le second point porte sur les coefficients de réactivité, le système de contrôle SENA étant basé sur l'hypothèse que le coefficient de température est négatif et au plus égal à zéro, sans jamais devenir positif.

Bourgeois estime que les calculs neutroniques qui vont être présentés sont satisfaisants. Par ailleurs, ils ont été testés par l'expérience de SELNI, réacteur du même type que celui de Chooz, construit quelque temps auparavant en Italie.

Les aspects hydrauliques et thermiques ont fait l'objet d'études pour vérifier que tous les assemblages sont bien refroidis. Des essais sur maquettes au 1/7 ont permis de déterminer les coefficients applicables pour le calcul sur cœur réel, des essais en grandeur nature sur des assemblages combustibles ont confirmé les calculs théoriques.

A propos des études thermiques, M. Stacquez insiste particulièrement sur les précautions prises vis à vis du phénomène appelé D.N.B. (Departure from Nuclear Boiling), consistant en la formation le long de la gaine d'un film de vapeur persistant, qui diminue les transferts de chaleur, provoquant une élévation de la température de l'élément combustible et la possibilité de rupture de gaine. Les divers facteurs entrant en jeu dans le phénomène ont été déterminés soit par le calcul, soit expérimentalement.

M. Stacquez précise ensuite les différents buts des études nucléaires qui ont été menées : tout d'abord, on a voulu concevoir un cœur qui soit sûr, c'est à dire que l'on

puisse rendre sous-critique dans n'importe quelles conditions; on a aussi cherché à concevoir un cœur qui puisse fournir le niveau de puissance demandé par le client; troisième objectif, il fallait que le cœur puisse épuiser convenablement son combustible, et enfin qu'il présente un fonctionnement stable.

Les études neutroniques, l'étude de l'enrichissement et de la configuration des rayons d'enrichissement ont été menées de façon à limiter à 1,75 le facteur de points chauds. Pour le calcul de l'enrichissement, les concepteurs sont partis d'un certain nombre d'options qui sont exposées. Le réacteur doit fonctionner avec un contrôle chimique, réalisé par l'utilisation d'acide borique, le bore étant fort absorbeur de neutrons. Les variations de concentration de bore sont obtenues par adjonction d'une solution à 2 500 ppm (partie par million) de bore ou par passage sur une résine de déminéralisation. Seconde option, le cœur aurait trois régions d'enrichissements différents. Une condition posée sur le coefficient de température du modérateur est qu'il ne doit jamais être positif. Enfin, le chargement en U235 des premiers assemblages à décharger doit être aussi grand que possible pour qu'ils atteignent un taux de combustion convenable. De ces considérations les concepteurs ont déduit trois zones d'enrichissements : 2,95, 3,35, et 3,75%. Des courbes présentées montrent que le facteur de point chaud de la distribution radiale est au maximum de 1,58 (à comparer à 1,75, limite fixée), d'où une marge de sécurité de l'ordre de 10%.

Le représentant de la SENA considère en conclusion que les études neutroniques, hydrauliques et mécaniques ont été menées à partir de méthodes éprouvées, et sur la base d'hypothèses conservatrices : l'utilisation du contrôle chimique et l'introduction de grilles de mélange ont permis d'augmenter la puissance sans réduire les marges de sécurité vis à vis des phénomènes dangereux.

M. Bourgeois intervient à cet instant pour préciser les marges d'arrêt disponibles. A l'arrêt, le cœur étant propre, froid, avec 1900 ppm de bore, le réacteur peut être maintenu sous-critique, la barre la plus efficace étant hors du cœur. A pleine puissance, sans Xénon, la concentration en bore étant de 1820 ppm, le réacteur peut être complètement et définitivement arrêté par les barres, même si la barre la plus efficace reste coincée hors du cœur. A chaud, à pleine puissance, avec Xénon, la concentration en bore est de 1500 ppm : le réacteur peut être arrêté mais la sous-criticité à long terme demande une augmentation de la teneur en bore.

Les variations du coefficient de réactivité du combustible avec la température du modérateur ne posent pas de problème. Elles varient entre -3 et -2 pcm par degré, le coefficient reste donc largement négatif.

A propos de la cuve, M. Bourgeois note que des calculs de résistance ont été conduits conformément au document américain PB 151 987. Ce code a permis de réduire certains coefficients du code ASME section VIII, réduction justifiée par une analyse plus précise des contraintes dans la cuve. Un point important est la tenue de la cuve sous irradiation. Comme dans le cas des caissons d'EDF1, la SENA a été amenée à définir une discipline pression-température. Bourgeois juge que les relations sont «très valables» et peuvent être admises sans inconvénient pour les essais de démarrage et de montée en puissance. Par contre, les marges adoptées pourraient être reconsidérées au moment du

passage à l'exploitation normale. Enfin, il souligne que la surveillance ultérieure des cuves s'avère difficile.

M. Evenepoel décrit le circuit primaire et la cuve. L'eau du circuit primaire est normalement à une pression de 138 bars, la pression de sécurité étant de 172 bars. Une épreuve à 1,5 P, soit 253 bars, a été faite sur l'ensemble et chaque élément a fait l'objet des essais réglementaires du Service des Mines. La cuve a été calculée par la Société des Forges du Creusot suivant les normes US et l'étude des cyclages de pression et température faite par Westinghouse. Le constructeur a adopté une fabrication en virole forgée, éliminant ainsi les soudures longitudinales et permettant d'éloigner les soudures de la zone où le flux est le plus important. L'irradiation par les neutrons tend en effet à fragiliser le métal de la cuve. Seuls, les fonds ont été obtenus par emboutissage. De nombreux contrôles ont été réalisés, à l'aide d'éprouvettes prélevées sur les pièces forgées; les soudures ont été contrôlées par radiographie et ultra-sons. Des éprouvettes ont été prélevées en fin de fabrication sur la surlongueur de la virole centrale, celle qui sera la plus exposée. Ces éprouvettes, placées dans des conteneurs à l'intérieur de la cuve, pourront être extraites pour examen et permettront de suivre l'évolution des caractéristiques.

Sur demande du Haut-Commissaire, il est précisé que l'on a calculé que la température de rupture fragile ⁴¹⁵, de -35° initialement, s'élèvera à plus de 70° après irradiation d'une durée de 20 ans, d'où l'interdiction de pressuriser à froid.

M. Bourgeois indique ensuite les précautions qui seront prises lors du rechargement du cœur, pour s'assurer qu'en enlevant le couvercle on ne retire pas une ou plusieurs barres de contrôle du cœur, par examen visuel ou injection d'eau borée à 2500 ppm.

Comme dans le cas des réacteurs graphite, la dernière partie de l'examen de la CSIA traite les différents accidents possibles. Plusieurs types d'accidents ont été examinés par les concepteurs qui ont défini un accident maximal hypothétique.

M. Cordelle présente un certain nombre d'accidents et montre que les dispositions adoptées permettent de les maîtriser : les accidents envisagés sont le retrait incontrôlé des barres de commande au démarrage ou en puissance, une introduction d'eau froide, une défaillance du contrôle chimique, un relâchement accidentel de bore, un accident mécanique provoqué par la rupture d'une tuyauterie de vapeur du secondaire, l'éjection d'une barre de contrôle, ou encore une chute accidentelle de barre de contrôle. Une mention particulière est faite à un accident qui serait consécutif à une perte de réfrigérant primaire, résultant d'une rupture du circuit primaire. La gravité de l'accident sera alors fonction de l'importance de la fuite. Un dispositif de compensation est prévu pour absorber les conséquences d'une petite fuite. Une fuite plus importante peut entraîner des conséquences plus graves : vidange du pressuriseur, ébullition, baisse du niveau,

⁴¹⁵ La partie de la cuve qui se situe à hauteur du cœur du réacteur est soumise à une forte irradiation neutronique qui fragilise l'acier. Cette fragilisation se traduit par l'augmentation de la température de rupture fragile. En cas de forte sollicitation à basse température, la cuve pourrait se rompre. Une température de rupture fragile basse est gage de sécurité. Plus elle augmente, ce qui est inexorable avec le temps, moins la marge de sécurité est importante. L'évolution de cette température au cours du temps détermine donc également la durée de vie de la cuve, et donc de l'installation.

ruptures de gaines. A ce moment intervient l'injection de sécurité. Ce dispositif a pour rôle de fournir de l'eau borée au cœur du réacteur, afin de le refroidir en cas de rupture d'une tuyauterie du circuit primaire, tout en maintenant le réacteur sous-critique pendant une durée prolongée. L'injection de sécurité, mise en action par la coïncidence d'un signal pression basse et niveau bas dans le pressuriseur, est alimentée par deux systèmes différents, l'un par pompage et l'autre par gravité. Le temps de mise en service est inférieur à 20 secondes. Le débit a été calculé de manière à éviter que la température de gaines dépasse 955° C en cas de rupture d'une grosse canalisation du circuit primaire; à cette température on estime que seule une faible fraction des crayons combustibles est susceptible d'être endommagée si une grosse canalisation primaire venait à se rompre complètement. M. Cordelle met en avant que les études effectuées ont montré que tant que le débit total est disponible, le cœur ne se découvre jamais complètement, ce qui empêche d'atteindre la température de destruction des gaines.

Après la revue de ces différents accidents, il est montré que l'accident maximal résulterait d'une rupture du circuit primaire entraînant la perte totale du fluide qu'il contient, suivie d'une défaillance des systèmes de refroidissement de secours. Les conséquences immédiates de la rupture seraient une décompression rapide du circuit primaire et de la partie du circuit secondaire correspondant au générateur de vapeur accidenté, une augmentation rapide de la pression et de la température dans l'enceinte de sécurité (3,6 bars et 137°C) et la libération dans l'enceinte de sécurité du réacteur des produits de fission et des produits de corrosion activés dans l'eau du réfrigérant primaire.

Le représentant de la SENA indique alors que l'enceinte de sécurité a été calculée pour une pression de 4 bars et une température de 150°. L'évolution ultérieure de la pression dans l'enceinte a été calculée dans divers cas, correspondant à la défaillance d'un ou de plusieurs des trois circuits de protection devant intervenir, à savoir, l'injection de sécurité, l'aspersion d'eau dans la caverne du réacteur, et la recirculation d'eau dans la caverne du réacteur.

L'accident maximal hypothétique est basé sur le même scénario, mais on suppose ici que tout le cœur est asséché et fondu, libérant dans l'enceinte ses produits de fission. On calcule alors les quantités de produits radioactifs susceptibles d'échapper de la caverne par les fuites. Les ingénieurs de la SENA insistent sur la réalisation de l'étanchéité de la caverne qui a été particulièrement soignée : en plus d'un revêtement bétonné, ils ont eu recours à un revêtement métallique de 3 mm d'épaisseur, toutes les soudures ont été vérifiées, les pénétrations également. Au vu de ses précautions, la SENA considère qu'une épreuve de pression globale n'est pas nécessaire. Néanmoins une telle épreuve sera effectuée prochainement à la pression de 0,7 bars.

L'examen des effluents radioactifs, liquides ou gazeux, montre que les normes sont respectées en fonctionnement normal, et qu'en cas d'accident, les conséquences seraient minimales : en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur, le débit de dose d'irradiation externe serait de 0,84 mRem/heure; la dose thyroïde intégrée d'iode radioactif serait de 45 mRem. En cas d'accident maximal hypothétique, sur la base d'hypothèses réalistes, le responsable considère qu'il n'y aurait pas de problème grave de santé, l'activité du dépôt au sol d'iode 131 nécessiterait cependant la mise en œuvre d'une surveillance du lait.

Une fois l'examen du dossier terminé, les représentants de la SENA et d'EDF se retirent pour laisser la Commission délibérer. M. Bourgeois donne lecture du projet d'avis préparé par la Sous-Commission de Sûreté des Piles. Deux conditions techniques supplémentaires ont été insérées dans cet avis : d'une part, la limitation de la pression dans la cuve devra faire l'objet d'une étude complémentaire, car certains phénomènes (des « coups de bélier ») peuvent se produire et justifient un examen ultérieur; d'autre part, la Sous-Commission de Sûreté des Piles recommande un essai d'étanchéité de la caverne à une pression nettement supérieure aux 0,7 bars prévus par la SENA. Les Services US exigeant un tel essai, M. Bourgeois estime qu'il n'y a pas de raison d'y renoncer. Mais pour le moment il n'est pas possible d'aller au delà de 2,4 bars, sous réserve de déchéance de la garantie des pompes primaires. M. Bourgeois souligne en outre qu'un cahier de spécifications techniques préparé par la SENA est joint à l'avis de la CSIA, ce qui est un précédent, un peu inspiré des autorisations US.

La Commission conclue en donnant son accord au projet d'avis, qui sera communiqué à la SENA et au Cabinet du Ministre délégué chargé de la Recherche Scientifique et des Questions Atomiques et Spatiales en vue de la constitution du dossier d'inspection au titre des installations nucléaires de base.

6.6.2. Séance du 21 novembre 1967 de la CSIA : avis sur le fonctionnement en puissance

Les représentants de la SENA et d'EDF viennent à nouveau présenter leur dossier devant la CSIA, pour obtenir un avis de la Commission sur le fonctionnement en puissance de la centrale de Chooz.

Les participants à la réunion pour le CEA sont Francis Perrin, Gauvenet, Duvaux (représentant la DAM), Horowitz pour la Direction des Piles Atomiques, Piatier pour la Direction des Matériaux et des Combustibles Nucléaires. Sont également présents les membres des différentes sous-commissions : Bourgeois pour la Sous-Commission de Sûreté des Piles est assisté de Vathaire, Lecorché représente la Sous-Commission des Masses Critiques, Duhamel la Sous-Commission de Sûreté des Sites, Sousselier la Sous-Commission de Sûreté des Transports. Les représentants de la SENA et d'EDF sont messieurs Brosson, Calberg, Cordelle, Doyen, Dozinel, Erkes, Quent et Stolz.

L'avis rendu par la Commission en juin 1966 autorisait un fonctionnement à 825 MWth. Il s'agit maintenant d'envisager un passage à 905 MWth. Différents essais ont été effectués et sont commentés en séance. Une mention spéciale est faite aux incidents survenus au cours du démarrage. Un incendie au printemps 1967 a affecté la protection neutronique qui a été remplacée. Un autre incident a affecté les pompes primaires et a imposé un arrêt de deux mois de la centrale. En mai 1967, c'est la turbine qui a été victime d'un incident, plusieurs ailettes ont été endommagées. Enfin, le système de régulation a connu un incident, qui n'a pas mis en danger la sécurité de l'installation, mais dont la cause reste inexplicée au moment de la séance.

Les « spécifications techniques » sont ensuite examinées : il s'agit des règles de fonctionnement de l'installation, qui constituent essentiellement un guide pour l'opérateur et une information pour les observateurs. Les spécifications techniques qui avaient été

présentées une première fois devant la CSIA ont été refondues avec la collaboration de Bourgeois et du GTSP. Elles tiennent compte en particulier des deux points qui avaient été signalés lors du premier examen en juin 1966, la limitation en pression et température sur la cuve et la surveillance de l'étanchéité de la caverne du réacteur.

A cause du problème de la garantie sur les pompes primaires, les essais d'étanchéité en pression qu'exigeait Bourgeois n'ont pu être effectués jusqu'à la pression correspondant à l'accident maximum envisagé. Des essais ont par contre été menés à trois pressions échelonnées (0.3, 0.6 et 0.7 bars) et les résultats permettent de faire une extrapolation qui est jugée valable par la SCSP.

La Commission accorde donc un avis favorable à la poursuite du fonctionnement de la centrale.

6.6.3. L'incident de janvier 1968

Quelques mois après l'avis favorable donné par la Commission, la centrale de Chooz connaît un grave incident.⁴¹⁶ Le 24 décembre 1967, alors que la centrale fonctionne depuis six mois et est à une puissance proche de sa puissance nominale de 240 MWe, une barre de contrôle se coince et ne peut plus descendre dans le cœur. Une réunion d'urgence est convoquée sur le site, et sur les conseils de Westinghouse, on pratique l'ouverture de la cuve puis d'un générateur de vapeur. Mais on ne parvient pas à déceler d'anomalie. Un mois plus tard, le 30 janvier 1968 le même incident se reproduit. Le chef de la centrale décide cette fois d'ouvrir les quatre générateurs de vapeur. Sur les trois générateurs qui n'avaient pas été inspectés en décembre, on découvre de nombreux débris métalliques provenant des vis servant à assembler les deux parties du cylindre qui maintiennent le cœur dans la cuve du réacteur. Deux générateurs sur quatre sont fortement endommagés. La cuve est alors ouverte, les éléments combustibles sont déchargés un à un. Les dégâts sont considérables, et les opérations de réparation s'avèrent très délicates : il faut mettre au point des procédures entièrement nouvelles et on n'est pas certain que le résultat des réparations sera satisfaisant. On attribuera la cause de la rupture des boulons à des vibrations induites par des mouvements intempestifs de l'écran thermique entourant le cœur. Plus qu'un simple problème de résistance mécanique de la boulonnerie retenant l'écran thermique, c'est une insuffisante connaissance de l'hydrodynamique de la cuve qui sera mise en cause.

Dans son livre consacré à l'histoire de la centrale nucléaire des Ardennes, Floquet indique que la réaction de la Commission de sûreté des installations atomiques fut «très vive» et qu'elle «déclara n'accepter la remise en service que lorsque Westinghouse pourrait fournir une description détaillée des dégâts, l'étude de leurs causes, les modifications proposées, le détail des calculs et des expériences faites, les résultats des essais sur maquettes et le programme des essais à effectuer pour prouver la qualité des résultats obtenus.»⁴¹⁷ L'auteur note que Westinghouse fut obligée de rompre avec l'habitude du secret et dut coopérer aux opérations de sauvetage de la centrale, il en allait

⁴¹⁶ Ce paragraphe s'inspire du récit fait par Pierre-Henri Floquet, Histoire de la centrale nucléaire des Ardennes, AHEF, Paris, 1995, pp. 89-98. Le compte-rendu de la réunion de la CSIA qui examina cet incident est absent des procès-verbaux : il fait peut-être partie de ces quelques PV classés «confidentiels».

de sa crédibilité commerciale en Europe. Parmi les facteurs ayant contribué au succès de cette opération de sauvetage, Floquet mentionne «au premier rang» l'attitude des autorités de sûreté. Le rôle de Bourgeois qui fut chargé pour la CSIA de traiter de l'affaire de Chooz fut décisif, et la description qu'en donne l'auteur illustre bien l'attitude constructive du responsable de la sous-commission que nous avons plusieurs fois décrite : «Tout en restant exigeant sur l'essentiel, M. Bourgeois conduisit cette affaire avec un pragmatisme qui permit un rapide redémarrage de la centrale dans d'excellentes conditions de sûreté et sans toutefois en menacer inutilement la rentabilité. Il présenta des exigences très sévères au constructeur, il ne bloqua jamais le système de coopération qui s'était mis en place pour apporter, dans les plus brefs délais, des solutions satisfaisantes au problème épineux du comportement hydrodynamique des équipements internes de la cuve. Son souci de la sûreté et sa prise en compte du coût de cette même sûreté étaient un gage contre le risque d'un abandon prématuré du projet par des actionnaires découragés. Il y a apporté même une contribution toute positive en maintenant, par sa seule autorité, des flux d'informations croisés qui jouèrent un rôle décisif dans la qualité de la réparation et l'heureuse issue de l'incident.»⁴¹⁸ Un grand nombre de réunions se tinrent entre mars 1968 et octobre 1969 entre la Commission de sûreté des installations atomiques, Euratom, le consortium des constructeurs AFW et la Séna. On se mit d'accord sur un programme de réparations des nombreuses pièces incriminées : générateurs de vapeur, cuve. Il fallut revoir la conception d'un grand nombre d'organes tels que les pompes primaires, les ailettes de la turbine...

Cet incident sans conséquence sanitaire mit en lumière l'insuffisante prise en compte de l'importance de la phase de réalisation industrielle quand elle met en œuvre un grand nombre de technologies nouvelles, comme c'est le cas dans une centrale nucléaire. Après des modifications et des réparations, la centrale fut remise en exploitation, le 18 mars 1970.

6.7. Les relations avec les ministères après l'institutionnalisation de la sûreté : les effluents et les déchets

La question des effluents et des déchets déborde du cadre de la sûreté proprement dite puisqu'elle n'a pas trait à la maîtrise des risques d'accident. Une dizaine d'années plus tard, on dira que ces problèmes ressortissent de ce qu'on appellera la sécurité nucléaire, c'est-à-dire l'ensemble des mesures prises contre les nuisances engendrées par l'industrie nucléaire. La sécurité nucléaire comprendra ainsi la sûreté des installations, les mesures de protection contre les rayonnements, le contrôle des matières nucléaires à tous les stades de leur utilisation, et les rejets d'effluents.

Certains aspects de ces problèmes méritent d'être abordés dans la mesure où ils sont révélateurs de la mise en place d'une expertise, et des choix, voire des manœuvres du CEA pour que cette expertise reste en de bonnes mains. Les sujets sont nouveaux, et

⁴¹⁷ Floquet, P.-H., Histoire..., p. 92.

⁴¹⁸ Ibid.

les attributions en matière de contrôle ne sont pas clairement définies, c'est pourquoi différents organismes ou ministères s'interrogent sur le rôle qu'ils pourraient jouer, contestant de fait l'exclusivité du CEA sur le contrôle des questions atomiques.

6.7.1. Les effluents

Dans une note ⁴¹⁹ en date du 17 mars 1965, le Chef du Cabinet du Haut-Commissaire, M. Gauvenet, adresse au Chef du Service Juridique et du Contentieux du CEA une série de lettres qui lui ont été remises par le Directeur du Centre de Marcoule, et qui trahissent l'inquiétude de ce Centre sur les conséquences possibles de la Loi du 16 décembre 1964 relative à la lutte contre la pollution des eaux.

Dans ces lettres, le centre de Marcoule s'inquiète de l'absence de centralisation au CEA de la question de la pollution des eaux, et déplore les différences de traitement auquel sont soumis les différents centres en matière de contrôle, prenant l'exemple du centre de Cadarache. M. Gauvenet explique que contrairement à ce que peuvent laisser supposer ces lettres, les questions de principe à propos des rejets ont bien été, depuis 1958, centralisées au Siège du CEA ainsi que les mesures d'application. Si des solutions différentes de Centre à Centre ont été adoptées ce n'est pas le fait du hasard, mais bien d'une décision délibérée de l'Administrateur Général et du Haut-Commissaire. Le rejet des eaux industrielles non radioactives, par contre, a toujours été traité sur le plan local, sauf difficultés particulières soumises à l'échelon central. Gauvenet demande au chef du Service Juridique si éventuellement il n'y aurait pas lieu de centraliser également cette question.

En ce qui concerne les conséquences de la Loi du 16.12.64, M. Gauvenet exprime la crainte que la loi puisse donner lieu à des interprétations différentes. A l'origine, d'après le conseiller du Ministre pour l'application de la réglementation des installations nucléaires de base, M. Salelles, elle ne devait pas viser les effluents radioactifs; mais Gauvenet note que l'introduction d'un article sur les rejets radioactifs en mer et la présence d'agents du SCPRI dans la liste des fonctionnaires chargés du contrôle des infractions laissent penser que cette interprétation initiale risque fort de ne plus être retenue. M. Gauvenet suggère que le CEA prenne acte de cette situation et agisse au plus tôt pour obtenir des textes d'application garantissant, autant que faire se peut, une réglementation «cohérente et raisonnable» en matière d'effluents radioactifs.

6.7.2. Les déchets et le ministère de l'Intérieur

Un an plus tard, Monsieur Gauvenet rend compte à l'Administrateur Général et au Haut-Commissaire des initiatives qu'il a prises pour définir la politique du CEA en matière de traitement et stockage de déchets radioactifs provenant d'organismes extérieurs au CEA. ⁴²⁰ A diverses reprises, le Ministre de l'Intérieur a appelé l'attention du Ministre d'Etat et du CEA sur les difficultés rencontrées par certains utilisateurs privés pour l'enlèvement

⁴¹⁹ Note HC/65-126, intitulée «Loi du 16.12.1964 sur la lutte contre la pollution des eaux», datée du 17 mars 1965.

⁴²⁰ Note HC/65-235 du 21 mai 1965.

et le stockage de leurs déchets radioactifs, et sur l'intérêt qu'il y aurait à adopter sur un plan interministériel une solution générale pour ce problème. Des préoccupations du même ordre se faisant jour du côté du Ministère de la Santé Publique, Gauvenet a estimé nécessaire d'étudier ce problème en liaison avec les principales Directions du CEA et avec les principaux Centres intéressés.

Une première lettre du Ministre de l'Intérieur datée du 3 juillet 64 attirant l'attention du CEA sur ces questions avait été laissée sans réponse. Mais le Ministre de l'Intérieur renouvelle ses propositions dans une lettre en date du 11 février 1966, obligeant le CEA à réagir. La nouvelle lettre du Ministère de l'Intérieur met l'accent principalement sur le problème des déchets radioactifs. Néanmoins, elle «maintient intégralement» les propositions et conclusions de la lettre précédente. Aux yeux d'André Gauvenet ⁴²¹ les intentions du Ministère de l'Intérieur sont «assez obscures». Malgré des protestations renouvelées de bonne volonté, on craint au CEA que le but réel du Ministère de l'intérieur soit de jouer un rôle dans le contrôle de la sûreté des installations, «rôle qui n'est pas le sien», en dehors de sa participation à la réglementation des INB.

Dans ces conditions, M. Gauvenet propose de ne pas répondre sur le fond, mais de provoquer une réunion au cours de laquelle le CEA informerait largement les ministères de l'Intérieur, des Affaires Sociales et de l'Industrie (au titre des établissements dangereux, insalubres ou incommodes) de tous leurs problèmes communs; le CEA devrait s'efforcer au cours de cette réunion d'amener le Ministère de l'Intérieur à préciser ses intentions.

6.7.3. Le Conseil Supérieur d'Hygiène Publique de France et le danger des rayonnements

Le Ministère de l'Intérieur n'est pas seul à s'intéresser de près aux prérogatives du CEA. Une présentation du dossier des rejets d'effluents radioactifs de la Hague a été faite au Conseil Supérieur d'Hygiène Publique de France ⁴²² par M. Parkes du Cabinet du Secrétaire d'Etat chargé de la Recherche Scientifique et des Questions Atomiques et Spatiales. Ayant assisté à cette présentation, M. Long du cabinet du Haut-Commissaire, réagit dans une note interne pour souligner la menace de l'intrusion de ce nouvel organisme dans le domaine de l'expertise de ces questions, jusque-là du ressort quasi-exclusif du CEA. M. Long résume les craintes du CEA au vu des positions timorées prises par cet organisme sur un certain nombre de points : «La consultation du Conseil Supérieur d'Hygiène Publique de France, dans un domaine très spécialisé comme celui de la protection contre les rayonnements ionisants, n'est pas sans soulever de sérieux problèmes. Récemment, en effet, ce Conseil a fait preuve d'une extrême circonspection en matière de protection contre les rayonnements ionisants, se refusant à autoriser la conservation des pommes de terre par irradiation (séance du 26 janvier 1965 de la Section Alimentation du Conseil Supérieur d'Hygiène Publique de France), bien que ce

⁴²¹ Note de Gauvenet, HC/66-138 du 17 mars 1966.

⁴²² Le Conseil Supérieur d'Hygiène Publique de France (CSHPF) a été créé en 1848. Il est chargé de conseiller les autorités sur de nombreux aspects touchant à la santé. Il s'agit d'un comité d'experts nommés directement par l'administration de la santé.

traitement soit autorisé aux Etats-Unis et au Canada.»⁴²³

M. Long est d'autant plus courroucé par cette mise en doute de la compétence du CEA que celui-ci a poursuivi depuis plusieurs années un programme d'études qu'il juge très poussées pour déterminer quelles sont les activités susceptibles d'être rejetées sans inconvénients dans la Manche. Sur un ton plus diplomatique il ajoute que «ces études seront naturellement exposées en tous détails aux organismes que désignera le Ministre de la Santé Publique et de la Population» précisant que les experts du CEA s'estiment fondés à escompter un accueil favorable de la part des organismes spécialisés que sont le Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI) et la Commission de Protection contre les Rayonnements Ionisants (CPRI). Il explicite toutefois la menace de cette intrusion : «Mais que ce passerait-il - s'interroge-t-il - si le Conseil Supérieur d'Hygiène Publique de France, moins familiarisé avec les problèmes de radioprotection, et faisant preuve en la matière d'une excessive prudence émettait à l'encontre de ces rejets un avis défavorable ou assorti de conditions telles que l'exploitation de l'usine s'en trouverait entravée, et le programme de production de plutonium compromis ? [...] Dans ces conditions, ne vaudrait-il pas mieux éviter ce risque et se contenter de prendre l'avis des organismes spécialisés, SCPRI et CPRI : la composition de cette Commission donnant en particulier toutes garanties, car cette Commission comporte une majorité de spécialistes éprouvés des problèmes de radioprotection.»⁴²⁴

En effet, les liens entre ces organismes et le CEA ne sont pas nouveaux. En 1955, le professeur Bugnard, alors Directeur de l'Institut National d'Hygiène et conseiller scientifique du CEA depuis 1951, présente une communication⁴²⁵ en collaboration avec le Chef du Département Juridique du CEA, M. Vergne, lors de la première conférence de Genève. Leur communication traite des réglementations en vigueur en France à propos de l'utilisation des radio-isotopes. Le texte de leur intervention résume les étapes de la mise en place du contrôle de ces matières et témoigne des relations établies de longue date entre les experts du CEA et ceux chargés de la radioprotection.

Si les premières réglementations en matière de danger des matières radioactives datent en France de 1934⁴²⁶, le développement de la production et de l'utilisation de ces produits à grande échelle poussa en 1947 le gouvernement à mettre sur pied un comité présidé par le Ministre de la Santé et de la Population (Journal Officiel du 4 septembre 1947), afin d'étudier les applications thérapeutiques et biologiques des radio-isotopes. Parallèlement, un décret du 30 juillet 1949 instituait une Commission Interministérielle pour l'importation des radioéléments. Afin de s'assurer du bon usage de ces substances, le décret prévoyait la nécessité de l'approbation, soit du Ministère de la Santé Publique

⁴²³ Note HC/65-464, 9 novembre 1965.

⁴²⁴ Ibid.

⁴²⁵ L. Bugnard, J. Vergne, «Regulations Applicable to the Use of Radioisotopes in France», Proceedings of the First International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1955, United Nations, N.Y., 1956, Vol. XIII, pp. 51-53.

⁴²⁶ Décret du 5 décembre 1934 et réglementations du 26 décembre 1934 parus au journal officiel du premier janvier 1935.

pour ce qui concerne les applications biologiques ou thérapeutiques, soit du Ministre de l'Education Nationale pour les matières destinées à la recherche dans les domaines de la physique, de la chimie ou de la biologie animale ou végétale. Chacun de ces ministères devait travailler avec l'aide d'un comité spécialisé, et dans chacun de ces deux comités siégeaient des représentants du Commissariat à l'Energie Atomique.

Une loi du 19 juillet 1952 puis un décret du 3 mai 1954 viendront renforcer ce dispositif, instituant un Comité interministériel chargé d'émettre des opinions sur les questions relatives aux radioéléments. Ce Comité était composé d'un représentant des six ministères intéressés, d'un représentant de l'Institut National d'Hygiène, d'un représentant du Centre National de la Recherche Scientifique et de deux représentants du Commissariat à l'Energie Atomique. Ce Comité était présidé par M. de Lavit, Conseiller d'Etat, alors que la vice-présidence était assurée par M. Goldschmidt, Directeur des Relations Extérieures au CEA. Le secrétaire permanent du comité était un Chef de Département du CEA ne disposant pas du droit de vote.

Après une Commission Interministérielle de Protection contre les rayonnements (CIPR) créée le 14 mai 1955, un Service Central de Protection contre les Radiations Ionisantes (SCPRI) est institué au sein du ministère de la santé par arrêté du 13 novembre 1956. Il est placé sous la direction du Professeur Pierre Pellerin⁴²⁷. Les «Radiations Ionisantes» sont remplacées dans l'intitulé du Service par «Rayonnements Ionisants» lors de la modification du décret de création du SCPRI (décret du 6 janvier 1959). Ce service se chargera de toutes les questions de radioprotection des installations nucléaires en France jusqu'en 1992.

Dans le cadre du décret du 11 décembre 1963, c'est lui qui sera chargé d'émettre un «avis conforme» pour le compte du ministère de la Santé, avis nécessaire pour l'autorisation de création des Installations Nucléaires de Base. De par cette procédure de l'avis conforme, le Ministre de la Santé dispose d'un véritable droit de veto sur le lancement d'une centrale déterminée. Ardent militant du programme atomique français, le professeur Pellerin considérera toujours que l'énergie atomique ne présente pas de problème de santé publique en fonctionnement normal. Le problème des rejets des centrales nucléaires est un faux problème, comparé aux autres nuisances qui touchent l'hygiène publique. C'est le SCPRI qui fixera les normes réglementaires françaises en matière de radioactivité que devront respecter les industriels, tant pour la protection du public que des travailleurs. Ces normes seront basées sur les recommandations de la Commission Internationale de Protection Radiologique (CIPR). Le SCPRI sera chargé du contrôle du respect de ces normes par les industriels.

Le CEA entend que les questions de contrôle des déchets ou des rayonnements restent centralisées par ses soins, ou par des organismes dont il attend qu'ils lui soient favorables et n'entravent pas excessivement ses activités.

⁴²⁷ Pierre Pellerin est né à Strasbourg en octobre 1923. Il est docteur en médecine, médecin électroradiologiste et médecin du travail.

Chapitre 7. Le cheminement vers l'affirmation d'une position française en matière de sûreté

Les premiers textes français s'exprimant sur la sûreté, au début des années soixante, reprenaient le concept américain d'accident maximum crédible, développé à la fin des années cinquante pour l'analyse de la sûreté des réacteurs. François de Vathaire, le chef du Groupe Technique de Sûreté des Piles (GTSP), première structure permanente d'expertise de sûreté du CEA, enseignait⁴²⁸ ainsi à l'INSTN que l'évaluation des risques accidentels devait être conduite sur des bases raisonnablement pessimistes en envisageant le cas de l'accident le plus grave, l'accident maximum prévisible. Bourgeois, un an plus tard⁴²⁹, soulignait également l'importance d'étudier «l'accident maximum prévisible», c'est-à-dire l'accident qui pourrait entraîner les plus graves conséquences du point de vue de l'émission de radioactivité à l'extérieur. Un numéro spécial du *Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques* du CEA, le premier consacré à la sûreté, résumait les positions françaises développées au colloque sur la sécurité des réacteurs de l'AIEA en mai 1962. Faisant le bilan des activités du GTSP, il continuait d'utiliser le concept, mais relativise, parlant de «notion utile», dont les critères sont «malheureusement un peu arbitraires, et ne sont souvent motivés que par leur acceptation par un certain nombre d'experts»⁴³⁰, un concept longtemps considéré comme une «méthode pratique bien que sommaire.»⁴³¹

Malgré cela, l'examen de la sûreté des réacteurs par la Commission du CEA envisageait pour chaque pile les effets de cet accident⁴³². Car faute de conception plus convaincante, les analyses de sûreté continuaient à se référer à ce concept d'accident maximal, même si l'essentiel des efforts était mené grâce à une nouvelle méthode d'analyse de la sûreté basée sur l'évaluation de la résistance de différentes barrières en série s'opposant à la fuite vers l'extérieur des produits radioactifs.

7.1. Le rejet de «l'accident maximum prévisible». La troisième

⁴²⁸ F. de Vathaire, «Sûreté des installations atomiques», Cours de Génie Atomique, Volume I, Section C, INSTN, 1960.

⁴²⁹ J. Bourgeois, F. de Vathaire, «Procédure administrative utilisée en France pour l'obtention des licences d'exploitation de piles», CEA, Sous-Commission de Sûreté des Piles, N°118/023, 23 Juin 1961.

⁴³⁰ J. Bourgeois et al., «Problèmes de sûreté des réacteurs de puissance à uranium naturel modérés au graphite et refroidis au gaz», BIST, CEA, N°63, Juillet 1962, pp. 9-24, p. 10.

⁴³¹ J. Bourgeois, «Etudes concernant la sûreté des réacteurs», BIST, CEA, N°63, Juillet 1962, pp. 4-8, p. 4.

⁴³² Voir les procès verbaux des séances de la CSIA, G1 : 21/12/60, Mélusine : 15/3/61, Rapsodie : 5/12/61 et 4/4/62, EDF1 : 6/12/62, EDF3 : 20/1/66, Chooz : 17/6/66.

conférence de Genève

La troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique qui se déroule à Genève en septembre 1964 voit la première attaque exprimée par le représentant britannique, Farmer, contre la méthode américaine d'analyse des accidents et en particulier contre le concept d'accident maximal crédible.

La conférence se déroule du 31 août au 9 septembre et regroupe plus de 3 000 participants de 71 pays. Plusieurs organisations internationales sont représentées, et environ 750 communications sont présentées sur les divers aspects de la science et de la technologie nucléaire. Près de 150 papiers sont dédiés à la sûreté. Sur ces 150 communications, 37 proviennent des Etats-Unis, 24 d'Union soviétique, 24 de Grande-Bretagne, 15 de France, 8 du Canada pour ne mentionner que les nations les plus prolixes sur la question.⁴³³

7.1.1. La position française

Lors de la conférence, les représentants français continuent, eux, dans la droite ligne des conceptions américaines. Paradoxalement, ce ne sont pas les spécialistes de sûreté qui sont les plus explicites sur la question mais ceux de radioprotection qui affirment la nécessité de définir un maximum raisonnable pour les accidents à prendre en compte, sur la base des probabilités. Il faut dire que pendant cette conférence Jean Bourgeois intervient en tant que chef du Département d'Etudes de Piles, associé au Chef du Service d'Etudes Générales d'EDF Boris Saitcevsky, pour présenter les progrès réalisés en France dans le développement de la filière UNGG⁴³⁴.

Vathaire et ses collègues⁴³⁵ d'EDF et de GAAA traitent bien de la sûreté mais présentent une communication très technique, basée sur la méthode des barrières : ils passent en revue les caractéristiques des éléments combustibles (comportement des gaines, de l'uranium), puis du circuit primaire en analysant les facteurs de sécurité des caissons métalliques, puis des caissons en béton précontraint. Ils étudient ensuite la sûreté en exploitation en traitant le cas des sources d'énergie, des dispositifs de sécurité, des calculateurs numériques. Leur dernière partie est consacrée à l'analyse des accidents graves, définis comme «ceux étant capables d'entraîner la détérioration de l'une ou l'autre des deux barrières» : ils détaillent ainsi les accidents de réactivité, les accidents de soufflage et l'accident de dégonflage, présenté comme le plus grave pour ce type de

⁴³³ Les actes de la conférence sont regroupés en 16 volumes. Le volume 13 est consacré à la sûreté, mais les autres volumes dédiés aux aspects «développement» des réacteurs apportent d'utiles informations sur les programmes nucléaires en cours d'élaboration, d'autant que les aspects «sûreté» et «développement» sont parfois mal distingués.

⁴³⁴ J. Bourgeois, B. Saitcevsky, «Développement des réacteurs à graphite et uranium naturel», Rapport CEA-R2693, Genève 1964, A Conf. 28/P/36.

⁴³⁵ Faÿs, R., Laurent, L., de Vathaire, F., Plisson J., Bussi J., «Sûreté des piles de la filière uranium naturel-graphite-gaz», Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, P/81, 1964, pp. 389-396.

réacteur. Seule la conclusion mentionne explicitement «l'accident le plus grave susceptible d'advenir» (le dégonflage occasionné par une rupture du circuit primaire), pour montrer que les températures maximales qui seraient alors atteintes ne dépasseraient pas les seuils de fusion du magnésium compte tenu des caractéristiques de ces piles.

Vathaire ⁴³⁶ intervient à nouveau au cours de la conférence, cette fois pour présenter les études de sûreté réalisées en France : il précise que l'étude de sûreté se décompose en plusieurs stades :

- 1°) le stade de l'avant-projet, où la validité des principes est vérifiée, où l'on effectue l'étude des transitoires accidentels et la vérification de l'efficacité des dispositifs d'arrêt et de contrôle; 1.
- 2°) le stade de la construction et des essais où la sécurité propre des circuits et des appareils, la mise en œuvre des matériaux, les performances réelles font l'objet d'études et de contrôles minutieux; 2.
- 3°) et enfin le stade de l'exploitation, où la qualification du personnel, l'exactitude du mode d'emploi, la prévention des incidents et leurs remèdes sont étudiés. 3.

Après ces considérations générales, Vathaire et ses collègues passent à l'analyse technique, évaluant le confinement au moyen des barrières. Et ils concluent sur les accidents possibles, sans faire référence à l'accident maximum crédible. Ils notent à la suite de Farmer que les accidents de refroidissement constituent le risque le plus probable et le plus dangereux pour la plupart des réacteurs, faisant une mention particulière aux accidents de dépressurisation car ils conduisent à des transitoires plus sévères que les avaries des organes de refroidissement. Mais ils constatent, remettant implicitement en cause la notion de «crédibilité», que «les accidents de réactivité sont souvent estimés moins probables que les accidents de refroidissement ; mais l'expérience a montré à plusieurs reprises que des erreurs humaines difficilement imaginables pouvaient y conduire». ⁴³⁷

Les spécialistes français de radioprotection ou de «sûreté sanitaire» interviennent également lors de la conférence de Genève. Dernier maillon de la chaîne pour l'évaluation de la sûreté d'une installation dans la mesure où ils doivent à la fois estimer les conséquences pour la santé des populations des accidents dont cette installation peut être le siège et envisager les mesures qui pourraient être prises dans cette éventualité, les spécialistes de radioprotection ne peuvent se satisfaire des seules données concernant la nature et les caractéristiques d'une installation nucléaire. Pour pouvoir démarrer une étude de risques sanitaires en cas d'accident, ils ont besoin d'autres éléments : il leur est nécessaire d'admettre un certain nombre d'hypothèses concernant le type d'accident à considérer, son importance et ses premières conséquences en termes de libération dans le milieu de produits radioactifs. C'est pourquoi ce concept d'accident

⁴³⁶ F. de Vathaire, P. Vernier, A. Pascouet., «Conception de la sûreté et influence des impératifs de sûreté sur la conception des réacteurs», Rapport CEA - R 2655, Genève 1964, A Conf. 28/P/82.

⁴³⁷ Ibid.

maximal crédible les concerne au premier chef, ils sont obligés de se poser la question des accidents majeurs, de l'utilité de les aborder et des moyens de le faire. Ils s'opposent à l'accident maximal hypothétique qui avait été à la base des études américaines de risque des années 55-57, où l'on imaginait les pires conséquences possibles pour un accident, indépendamment des chances qu'il survienne, pour évaluer les quantités de radioactivité qui seraient alors libérées. Ils justifient ainsi la démarche de l'accident maximum crédible : «Pour faire un choix entre les divers accidents possibles il faut adopter un critère, c'est ainsi que l'on pourrait adopter la seule gravité de l'accident comme critère du choix, et se proposer de considérer toujours l'«accident le plus grave qui puisse être envisagé». Cette optique ne semble pas raisonnable, car il est une règle bien établie du comportement humain dans la vie pratique, que la probabilité qu'a un événement de se produire pèse fortement dans la décision de l'homme. Il serait déraisonnable de juger une installation et de fonder les projets d'intervention en cas d'accident sur un événement, si grave soit-il dans ses conséquences, dont la probabilité d'occurrence serait extrêmement faible. Agir ainsi imposerait à l'Energie Atomique une très lourde charge qui jamais n'a été exigée d'aucune autre exploitation industrielle. L'hypothèse d'accident à retenir pour procéder à une évaluation des risques et déterminer les mesures qui pourraient éventuellement être prises doit donc être choisie prudemment en tenant compte de la probabilité qu'a cet accident de se produire. Lorsque ce choix est fait, la nature et la quantité des radioéléments rejetés dans le milieu sont déterminés et leur enchaînement vers l'homme exige des études tout à fait analogues à celles [...] pour les rejets en marche normale.»⁴³⁸ Les spécialistes de radioprotection plaident donc pour une évaluation plus réaliste des accidents. Ce n'est pas l'inefficacité de la démarche qui est critiquée, mais son coût économique. Or nous verrons plus loin que la philosophie de l'accident maximal crédible était en soi une conception qui menait à une mauvaise défense des installations, car être défendu contre le pire concevable ne signifie pas qu'on soit bien défendu contre un danger moins grave, mais plus fréquent. Ce n'est pas cet argument «scientifique» - la révélation viendra quelques quinze ans plus tard avec l'accident de Three Mile Island - qui est utilisé ici par les hommes de la radioprotection. Ils font appel au bon sens de l'homme de la rue, il faut être «raisonnable». On sent confusément qu'il faut tenir compte non seulement des conséquences mais aussi des probabilités des accidents et proportionner les mesures de protection à ces deux critères, mais on est peu explicite sur la façon de procéder si ce n'est «prudemment». Il y a là à la fois une reconnaissance de la nécessité d'un accident maximal crédible dont la crédibilité soit basée sur sa probabilité, ce qui est la démarche américaine, mais aussi une volonté de ne pas enfermer les études sur cet unique accident.

Cette communication est faite dans le cadre des séances consacrées à la radioprotection, dont les textes sont d'ailleurs rassemblés dans le volume 14 des actes de la conférence, intitulé «Influence sur le milieu de l'emploi de l'énergie nucléaire - traitement et élimination des déchets» et non dans le volume 13, «Nuclear Safety». C'est bien toute la communauté des spécialistes de l'atome qui essaie de sortir du vieux dilemme du risque nucléaire : l'évaluation du produit de conséquences potentiellement

⁴³⁸ H. Jammet, D. Mechali, M. Dousset, «Problèmes sanitaires posés par l'élimination des déchets radioactifs et par les accidents nucléaires», Rapport CEA - R 2641, Genève 1964, A Conf. 28/P/870, 1964, pp. 11-12.

infinies par une probabilité tendant vers zéro.

7.1.2. La communication de Farmer lors de conférence de Genève de 1964

Le Britannique Farmer, lui, intervient dans la session des spécialistes de sûreté. Et il attaque explicitement la conception américaine. Il est nécessaire de s'attarder sur ses prises de position car il est en quelque sorte le théoricien du courant qui rejette l'accident maximum crédible (MCA). Il exprime de façon radicale ce que d'autres ressentent encore confusément. Remarquons au passage le fait, qui peut certainement expliquer le caractère pionnier de Farmer en la matière, que l'organisation de la sûreté des débuts en Grande-Bretagne mêlait intimement médecins et techniciens. En 1955 par exemple, lors de la première conférence de Genève, Farmer n'était pas intervenu dans la session 6.2. «Reactor Safety and Location of Power Reactors», mais dans la session 18C.2, «Ecological Problems Related to Reactor Operation». Sa communication de 1955⁴³⁹, bien qu'utilisant le terme «sûreté» dans son intitulé, était en fait consacrée aux problèmes de contrôle des niveaux d'exposition des travailleurs et de la population aux radiations. Il concluait ainsi son intervention sous forme de plaidoyer en faveur du développement de l'énergie atomique, témoignant au passage du caractère pluridisciplinaire de la question en Grande-Bretagne : «Notre objectif en tant qu'ingénieurs, physiciens ou médecins, devrait être d'augmenter la connaissance et l'expérience dans le traitement et les effets de la radioactivité et d'assurer une large distribution de notre connaissance de telle sorte que l'on puisse avancer avec la confiance et la coopération de la population dans son ensemble.»⁴⁴⁰ Dès le départ donc, il était intéressé par les deux aspects du risque, les conséquences radiologiques et les moyens de les empêcher. Farmer est l'un des premiers à avoir proposé une comparaison du risque radiologique avec les risques des diverses industries ou les autres risques généralement considérés comme raisonnables.

441

En 1958, lors de la deuxième conférence internationale de Genève, Farmer avait présenté une communication magistrale⁴⁴² où il définissait précisément le terme de risque

⁴³⁹ F.R. Farmer, «Safety Criteria in Atomic Energy», Proceedings of the First United Nations Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1955, Vol. XIII, P/453, pp. 315-318.

⁴⁴⁰ F.R. Farmer, «Safety Criteria...», op. cit., p. 318. L'original anglais est le suivant : «Our objective as engineers, physicists and doctors should be to accrue knowledge and experience in the handling and effects of radioactivity and to ensure widespread distribution of our knowledge so that we may proceed with confidence and cooperation of the population at large.»

⁴⁴¹ Margaret Gowing, dans une note, évoque sans autre précision un article de F. R. Farmer de 1954, où l'auteur examine le bilan de la sûreté de l'énergie atomique et le compare aux chiffres et aux coûts des accidents de la route, des accidents industriels etc. Cf Gowing, M., Independence and Deterrence. Britain and Atomic Energy, 1945-1952, Volume 2, Policy Execution, Macmillan, London, 1974, p. 91.

⁴⁴² Farmer, F. R., Fletcher, P. T., Fry, T. M., «Safety Considerations for Gas Cooled Thermal Reactors of the Calder Hall Type», Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958, P/2331, Vol. 11, pp. 202-215, United Nations, New-York, 1959.

nucléaire comme étant le produit d'une conséquence par une probabilité. Il reconnaissait que le risque zéro que la plupart de ses collègues cherchaient à obtenir était une chimère et que le but de la sûreté était de minimiser le risque.

Lors de la troisième conférence de Genève en 1964, il passe à l'offensive contre la notion d'accident maximum crédible qui tend à devenir un dogme définissant toutes les normes en matière de sûreté. Le problème sous-jacent dans la prise en compte de ces accidents à très faible probabilité est fort bien résumé par l'introduction de sa communication : des normes trop draconiennes basées sur de telles conceptions peuvent jouer le rôle de frein pour le développement de cette nouvelle énergie.

«Des critères de sûreté sont en train d'apparaître sous forme de guides, de recommandations et de conditions d'autorisation. Comme ces critères peuvent profondément influencer le développement des réacteurs ils ne sont pas seulement importants pour la sûreté, mais aussi pour la technologie des réacteurs dans son ensemble étant donné leurs impacts sur l'économie de l'énergie nucléaire. Il est par conséquent impératif d'établir les critères de sûreté de façon correcte. Des exigences de sûreté bien évaluées, en plus de promouvoir la sûreté, susciteront une réponse active des concepteurs et des exploitants, et ainsi aideront au développement de systèmes nouveaux, améliorés et plus économiques. Des exigences de sûreté mal choisies, trop complexes ou dépassées ne feront ni l'un ni l'autre efficacement : ils frustreront le développement des réacteurs sans réellement promouvoir la sûreté; n'entraînant pas l'adhésion, ils tendront à être évités et créeront une fausse présomption de sûreté. Dans les premières étapes de développement, quand peu de données sont disponibles, les critères de sûreté doivent être arbitrairement et inévitablement trop prudents. Trop facilement, cependant, ils peuvent alors devenir stéréotypés si les principes essentiels et les règles qui furent à l'origine déterminées par commodité ne sont pas réexaminés assez fréquemment de façon critique et imaginative.»⁴⁴³

Selon Farmer, il ne faut pas se concentrer uniquement sur un certain nombre d'accidents hypothétiques catastrophiques, mais également sur les autres types d'incidents dont la probabilité peut être plus élevée. Farmer développe l'idée que l'essentiel du travail d'évaluation de la sûreté d'un réacteur consiste dans l'évaluation et la confirmation des

⁴⁴³ Farmer, F. R., «Reactor Safety Analysis as related to Reactor Siting», *Proceedings of The Third International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, United Nations, Geneva, 1964, P/182, pp. 405-409.* L'original anglais est le suivant : «Safety criteria are beginning to emerge in the form of guides, recommendations and licence requirements. As these criteria can profoundly influence the development of the reactor systems they are important not only to safety, but to reactor technology as a whole on account of their impacts on the economics of nuclear power. It is imperative, therefore, to get safety criteria right. Well-judged safety requirements, besides promoting safety, will evoke an active response from designers and operators, and thus will help in the development of new, improved and more economic systems. Ill-chosen, over-complex or out-of-date safety requirements will do neither effectively : they will frustrate the development of a reactor system without really promoting safety; not carrying conviction, they will tend to be evaded and will create a false presumption of safety. In the early stages of development, when few data are available, some safety criteria must be arbitrary and inevitably over-cautious. Only too easy, however, they can then become stereotyped if the essential principles and the rules originally determined by convenience are not clearly distinguished and if they are not critically and imaginatively re-examined quite frequently.»

valeurs calculées des paramètres importants. Il déplore que, bien souvent, tout ce travail soit masqué par l'étendue des accidents majeurs. Au contraire, «afin d'exploiter un réacteur de façon sûre, il est nécessaire d'explorer les effets de défaillances mineures qui sont plus susceptibles de se produire en fonctionnement normal.»⁴⁴⁴

L'adoption du concept d'accident maximum croyable est en quelque sorte une question politique : les dirigeants ont besoin de certitudes et de critères chiffrés pour prendre des décisions. «Beaucoup de ceux qui au gouvernement ou dans l'industrie doivent prendre des décisions dans ce domaine, ont besoin de connaître les résultats des études d'accidents, mais peu ont le temps, et peu ont la connaissance et la pratique spécialisées, pour lire et juger de façon critique un rapport de sûreté entier. Ceci a conduit à la recherche d'une sorte de mesure de la sûreté et à l'adoption de l'accident maximal crédible comme concept qui devait être évalué, exprimé comme un nombre et utilisé dans les procédures formelles.»⁴⁴⁵

Si cette méthode est utile pour les décideurs, elle n'est pas satisfaisante d'un point de vue méthodologique car les valeurs numériques qui résultent d'une telle étude ne peuvent être d'aucune utilité. Celles-ci postulent en effet que toutes les séquences menant à un accident sont équiprobables quels que soient les systèmes, ce qui est loin d'être le cas. Cette approche n'apporte d'ailleurs aucune aide dans la comparaison de la sûreté de réacteurs de types différents. Mais Farmer ne remet pas en cause pour autant l'intérêt de mener des études sur les grands accidents, en particulier comme outils pour identifier les paramètres clés et les caractéristiques critiques, ou pour promouvoir des recherches qui améliorent la sûreté intrinsèque ou les systèmes de protection.

Farmer poursuit sa critique de ce qui est en fait le fonctionnement du système américain, l'étude d'un certain nombre d'accidents dits «de référence», choisis de façon plus ou moins arbitraire. Pour chacun de ces accidents, on calcule toutes les conséquences radiologiques à l'intérieur de l'installation et à l'extérieur, en des points critiques comme les agglomérations, et l'on s'assure que certains dispositifs de sécurité et de confinement limitent les conséquences à des valeurs négligeables. Farmer s'insurge contre cette vision de la sûreté qu'il qualifie «d'administrative», qui ne peut que décourager les vrais efforts en faveur de son amélioration. «Le problème de l'évaluation de la sûreté relative d'un réacteur est complexe et difficile. Mais une méthode doit être inventée pour que les exigences pour l'implantation et l'exploitation puissent être saisies de façon logique. Dans une telle situation il y a besoin de vigilance pour éviter d'être conduit par des pressions de commodité administrative ou réglementaire à produire des formules ou des règles facilement manipulables à l'aune desquelles la sûreté serait testée. Quand cela se produit, les efforts des concepteurs et des exploitants sont dirigés

⁴⁴⁴ «In order to operate a reactor safely, it is necessary to explore the effects of minor disturbances which are likely to occur during normal operation.»

⁴⁴⁵ «Many in government and industry who are concerned with these decisions need to know the results of accident studies, but few have the time, and few the specialised knowledge and training, to read and critically appraise a full safety report. This has led to a search for some yardstick of reactor safety and to the adoption of the «maximum credible accident» as a concept which might be evaluated, expressed as a number and used in formal procedures.»

vers la conformité avec ces seules exigences, et toute réflexion plus profonde sur l'effet de leurs efforts sur la sûreté réelle, la sûreté fondamentale pourrait bien être négligée.»⁴⁴⁶

Farmer dénonce une évolution en cours aux Etats-Unis tendant à figer un certain nombre de règles, ce qui s'apparente aux excès d'une réglementation administrative, par opposition à une vision plus souple, plus «libérale» de la sûreté défendue par Farmer. Il faut noter cependant que cette évolution dans le sens d'une réglementation plus affirmée est en grande partie le fruit des pressions des industriels américains demandant que les exigences de sûreté soient clairement consignées, dûment formulées comme règlements auxquels ils pourront se référer dans la conception de leurs installations. Cette démarche entraînera aux Etats-Unis la promulgation d'une foule de textes réglementaires qui seront autant d'entraves que les exploitants dénonceront par la suite comme «bureaucratiques», ce que résume parfaitement la formule d'un des successeurs de Bourgeois : «Devant la montée des demandes des spécialistes de la sûreté, les concepteurs et les réalisateurs, telles des grenouilles qui demandent un roi, ont été les premiers à demander de figer les règles, de «baliser le champ de mines»; ils ont été servis, tout particulièrement aux Etats-Unis.»⁴⁴⁷

Même si, comme nous le verrons, il ne reprend pas toutes les conclusions de Farmer, Bourgeois est en accord avec la méthode consistant à ne pas focaliser l'analyse sur un certain nombre d'accidents mais à évaluer le détail des mesures prises pour les éviter. C'est ce que montre un article de décembre 1964 où Bourgeois livre «quelques remarques sur la sécurité des réacteurs» : «L'amélioration de la sûreté des réacteurs résultera de plus en plus d'un examen détaillé des précautions prises et du bon fonctionnement du matériel employé. Il n'est pas besoin de dire qu'elle commence à être sérieusement confirmée par l'expérience ; rappelons le chiffre cité de 1.000 ans d'expérience de fonctionnement répartis sur 246 réacteurs de puissance.»

Bourgeois se démarque cependant de la vision libérale de Farmer, qui s'oppose aux excès d'une réglementation administrative dont il dénonce l'absence de logique. Bourgeois prône l'analyse technique des différentes situations incidentelles et accidentelles, et c'est cette analyse qui doit déterminer l'attitude des experts (L'administration responsable de la sûreté en France en 1964 n'a pas encore édicté de règles à suivre) : «Les incidents mineurs répétés ne mettent pas en danger les populations, mais grèvent trop le facteur de charge pour qu'on ne puisse faire appel de ce côté à la sagesse de l'exploitant. Par contre, les accidents majeurs possibles ne sont pas encore suffisamment connus pour que l'on considère leur étude comme terminée - celle-ci a d'ailleurs souvent montré qu'ils pouvaient être moins graves que prévu et bien contrôlés - ou qu'on supprime les enceintes avant d'avoir tenté de les intégrer économiquement

⁴⁴⁶ «The problem of assessing the relative safety of a reactor is complex and difficult. But some method has to be devised so that siting and operating requirements may be tackled logically. In such a situation there is need for vigilance to avoid being driven by pressures of administrative and legislative convenience to produce readily manipulated formulae or rules against which reactor safety is to be tested. Once this happens the efforts of designers and operators are directed to compliance with just those requirements, and further thought on the effect of their efforts on real and fundamental safety may well be neglected.»

⁴⁴⁷ Cogné, François, «Evolution de la sûreté nucléaire», RGN, N°1, janvier-février, 1984, pp. 18-32, p. 21.

dans la construction du réacteur.»⁴⁴⁸ S'occuper en particulier de ces accidents majeurs, dont les industriels ont tendance à estimer qu'ils sont hypothétiques, et des dispositions pour leur faire face et que certains jugent d'ores et déjà superflues, est encore d'actualité, et c'est le rôle particulier de la sûreté. La prudence doit encore être de mise.

Il faut rendre justice aux ingénieurs américains qui ne sont pas poussés uniquement par des pressions politiques ou administratives. Dans l'esprit des hommes de la sûreté aux Etats-Unis, être prémuni contre les «accidents maximaux prévisibles» doit permettre de l'être contre des accidents de moindre importance. C'est ce qu'explique l'un des pères de la sûreté aux Etats-Unis, et donc dans le monde, Clifford Beck, lors des débats de la conférence de Genève : «Les études de sécurité ont montré que pour la plupart des réacteurs à eau les accidents les plus graves, contre lesquels il faut disposer de systèmes de sécurité permettant de limiter les conséquences, sont les accidents de perte de réfrigérant. Ces accidents sont ceux que l'on considère également pour décider si un site est adéquat. S'il y a une protection suffisante contre ces accidents «maximaux prévisibles» avec de tels réacteurs, il y aura aussi une protection suffisante du public contre des accidents moins graves, même s'ils sont plus probables.»⁴⁴⁹ Cette logique apparemment incontestable sera prise en défaut lors d'un retentissant accident quelques années plus tard.

Mais il faut souligner que derrière ces problèmes de méthodologie, derrière la dénonciation par Farmer des pratiques américaines, se posent des questions très concrètes, et très politiques. Dès 1964, il s'agit pour Farmer d'adopter une méthode plus souple d'évaluation qui permette de sélectionner des sites dont les caractéristiques d'éloignement des centres urbains soient moins drastiques. Les raisons en sont claires : si l'on veut pouvoir développer un programme atomique, il faudra pouvoir disposer d'un certain nombre de sites en tenant compte du réseau de distribution électrique du pays et des coûts de transmission. Or, dans des pays densément peuplés comme la Grande-Bretagne, le Japon ou d'autres pays européens, ces exigences limitent de fait le nombre de sites envisageables pour l'implantation des réacteurs.⁴⁵⁰

7.2. Le colloque de l'Agence de Vienne d'avril 1967

Le débat entre les spécialistes de la sûreté se poursuit quelques années plus tard lors du second colloque international sur la sûreté des réacteurs organisé sous les auspices de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique. Le symposium intitulé «le choix des sites des centrales et leur confinement» se déroule dans la capitale autrichienne du 3 au 7 avril

⁴⁴⁸ J. Bourgeois, «Quelques remarques sur la sécurité des réacteurs», *Energie Nucléaire*, vol. 6 N°8, décembre 1964, pp. 494-499, p. 499.

⁴⁴⁹ C.K. Beck, Discussion du mémoire P/275, p. 478 : C.K. Beck, «US reactor experience and power reactor siting», *Proceedings of the Third International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy*, United Nations, Geneva, 1964, pp. 353-359.

⁴⁵⁰ «In densely populated countries such as the UK and many other European countries and Japan, these requirements alone limit, the degree of the areas available for reactor siting.», F.R. Farmer, «Reactor Safety ...», *op. cit.*, p. 408.

1967. C'est le plus important des colloques organisé par l'AIEA jusque-là. Près de 250 scientifiques représentant 30 nations ou organisations internationales y prennent part. Ce colloque est le troisième consacré par l'AIEA aux problèmes d'implantation («siting») des réacteurs; le premier s'était tenu à Vienne au printemps 1962, le second à Bombay, en Inde, en mars 1963. Près de 50 communications sont présentées au cours de neuf sessions, autour de quatre sujets principaux : les pratiques nationales en matière d'implantation; les considérations techniques concernant l'implantation; les questions de confinement des réacteurs; les rejets et le transport des polluants.

7.2.1. La position française

Si dans la foulée des Anglais les Français prennent petit à petit leurs distances d'avec les concepts américains, ils se distinguent aussi des tendances britanniques qui tendent à conclure à la nécessité d'assouplir les règles en matière d'implantation pour les sites des centrales nucléaires. Lors du symposium de l'AIEA, la délégation française présente une communication intitulée «Contribution à l'étude de l'implantation des centrales nucléaires auprès des villes»⁴⁵¹, qui prône l'utilisation de la distance comme facteur de sûreté supplémentaire.

En introduction, Vathaire et Lavie rappellent que depuis le début, on a tenu en France à implanter les réacteurs à une distance suffisante des grandes agglomérations, ce qui n'a d'ailleurs pas posé de problème car le nombre de sites nécessaires s'élève à moins d'une dizaine. Les sites choisis par EDF à Chinon, Bugey et Fessenheim peuvent recevoir des installations de grosse puissance et donc la question du choix de nouveaux sites ne se pose pas dans l'immédiat. Mais les auteurs jugent intéressant d'étudier dans une perspective à plus long terme la possibilité d'implanter des centrales nucléaires plus près des agglomérations et notamment des très grandes. «De l'ensemble de la littérature sur la sûreté des piles, il se dégage l'impression, qui est d'ailleurs celle des auteurs de cette communication, que des rejets accidentels importants de produits de fission ne sont pas complètement exclus, bien que leur probabilité soit très faible. De tels rejets pourraient se produire après un endommagement majeur du cœur (fusion ou combustion).» Non seulement les accidents majeurs ne sont pas exclus, mais ils peuvent provenir de toutes autres circonstances que celles habituellement envisagées : «Il faudrait pour cela la coïncidence de plusieurs événements à faibles probabilités, par exemple, qu'en cas de rupture du circuit de refroidissement principal, les dispositifs automatiques d'arrêt d'urgence ou les moyens de refroidissement de secours ne soient pas efficaces, et que les barrières assurant le confinement des produits de fission soient toutes rompues. De tels accidents ne sont pas envisagés d'habitude dans les rapports de sûreté, car jugés hautement improbables, mais il nous paraît nécessaire de les considérer pour une étude de site en zone très peuplée, à cause de l'importance des conséquences.»⁴⁵² Des conséquences plus importantes du fait d'une population plus nombreuse au voisinage imposent de s'interroger sur des accidents dont les probabilités sont plus faibles.

Les spécialistes français de sûreté présentent une méthode d'évaluation d'un

⁴⁵¹ J.M. Lavie, F. de Vathaire, «Contribution à l'étude de l'implantation des centrales nucléaires auprès des villes», IAEA Symposium on Nuclear Siting, IAEA, STI/PUB/154, SM89, 1967, pp. 331-343.

coefficient de sécurité $F(d)$ apporté par la distance, défini comme le rapport du risque associé à une implantation à la périphérie de la ville à celui associé à une implantation à la distance d de cette ville. Ils calculent ce facteur de sécurité dans le cas du risque somatique et du risque génétique, pour des villes de tailles différentes (100 000, 500 000, 2 000 000 et 8 000 000 d'habitants) en fonction de la distance d en kilomètre. Une courbe représente la valeur de $F(d)$ en fonction de $d/2r$ où r est le rayon de la ville assimilée à un cercle, pour le risque somatique d'une part et le risque génétique d'autre part. De cette première courbe, ils tirent la conclusion que «si les études de sûreté ne permettent pas d'éliminer, malgré les parades mises en place, l'éventualité d'un rejet accidentel (c'est précisément cette hypothèse que nous avons retenue) et conduisent en dernier ressort à compter sur un certain facteur de sécurité apporté par la distance, c'est à un éloignement d'autant plus grand que la ville est plus importante qu'il faudra recourir pour réaliser ce facteur de sécurité. A titre d'exemple, la réduction des risques somatiques d'un facteur 30 et des risques génétiques d'un facteur 10 nécessite un éloignement d'environ cinq fois le diamètre moyen de la ville.»⁴⁵³

La suite de l'étude se donne pour objectif de préciser cette conclusion. Vathaire et Layie se fixent pour cela un certain nombre de rejets d'importance différente (10^5 , 10^6 et 10^7 Ci d'iode 131) et évaluent dans chaque cas le nombre d'accidentés, considérant comme accidentée toute personne soumise à une dose à la thyroïde supérieure à 300 rem, et la valeur de $2 \cdot 10^6$ homme x rem comme dose collective. Ces valeurs sont tirées de la littérature sur ce sujet mais ils précisent qu'ils sont bien conscients qu'il s'agit là de valeurs arbitraires, comme en témoigne le refus de la CIRP de publier des recommandations relatives à la radioexposition accidentelle de la population. Munis de ces hypothèses, ils tracent le nombre d'accidentés pour ces différents rejets, ainsi que la dose collective, en fonction de la distance, avec en paramètre la taille de l'agglomération. L'examen de ces courbes les amène à conclure une nouvelle fois à l'importance du rôle joué par l'éloignement en tant que facteur de sécurité.

Et au vu des hypothèses adoptées, il calculent que le respect de la dose collective limite de $2 \cdot 10^6$ homme x rem en cas de rejet de 10^7 Ci d'iode 131 supposerait un éloignement de 24 km pour une ville de 500 000 habitants, 60 km pour une ville de 2 millions, et supérieur à 100 km pour une ville de 8 millions. «L'analyse effectuée ici a permis de souligner l'intérêt d'implanter les centrales suffisamment loin des villes, de façon à bénéficier du facteur de sécurité supplémentaire apporté par la distance. Elle a montré que, pour des rejets accidentels très importants, il y a une distance limite, qui permet d'éviter les conséquences graves pour les populations.»⁴⁵⁴

⁴⁵² Ibid., p. 332. Les auteurs sont en cela en parfait accord avec J. Yvon, qui dans un rapport interne du 2 décembre 1963, affirmait : «Les accidents les plus graves proviennent souvent de la coïncidence d'incidents, dont chacun, survenant individuellement, aurait pu rester sans gravité.» Cité par F. Cogné, «Evolution de la sûreté nucléaire», Revue Générale Nucléaire, N°1, 1984, pp. 18-32, p. 21.

⁴⁵³ Ibid., p. 337. Souligné par nous.

⁴⁵⁴ Ibid., p. 341.

Mais ils tiennent à préciser qu'étant donné les incertitudes sur tous les paramètres et hypothèses utilisées, leurs résultats ne visent pas à constituer une norme, mais plutôt une méthode d'approche comparative. La conclusion importante de cette étude est d'attirer l'attention sur l'intérêt de faire «le meilleur usage possible de la distance comme facteur de sûreté intrinsèque du site».⁴⁵⁵

Cette dernière conclusion est critiquée par Farmer lors de la discussion de l'article. La démonstration française ne prend pas en compte l'ensemble du spectre des conséquences : remarquant que 300 rem à la thyroïde a été pris comme dose limite pour le calcul du nombre de personnes touchées par les rejets, et qu'habituellement on suppose une relation linéaire entre le risque et la dose, il note que le nombre d'accidentés recevant entre 100 et 300 rem pourrait être au moins aussi important que celui des personnes exposées à plus de 300 rem, si l'on prenait en compte le plus grand nombre de gens affectés par des doses moindres (et donc plus éloignées). Dans de nombreux cas, on sera incapable d'obtenir le type d'avantage provenant de l'éloignement tel que celui présenté dans la communication.⁴⁵⁶

7.2.2. La communication de Farmer : l'approche probabiliste

Lors du même symposium de l'AIEA, Farmer présente un texte⁴⁵⁷ appelé à devenir célèbre, intitulé «Siting Criteria, A New Approach», où il développe une nouvelle méthode d'évaluation de la sûreté d'un réacteur. Il ne se contente pas de l'influence d'un paramètre, la distance, mais tente une approche globale de la sûreté. Pour cela, il s'appuie sur l'analyse des probabilités de défaillance des divers systèmes qui pourraient mener à un accident.

La méthode décrite par Farmer dans sa communication, qui lance véritablement ce qu'on appelle l'approche probabiliste de la sûreté, est souvent résumée dans la littérature, mais les motivations qui en sont à l'origine le sont rarement. Pourtant Farmer les exprime sans ambages : il s'agit pour lui de réduire les marges de sécurité prises de façon trop «conservative» au moment où l'énergie nucléaire était encore un domaine inconnu. Or, affirme-t-il, les études de sûreté ont progressé avec le développement des réacteurs, et la connaissance de ces marges s'est parallèlement accrue. Il faut donc trouver une méthode logique de décision, sachant que toute construction de réacteur suppose l'acceptation d'un certain risque. L'introduction est particulièrement importante. Farmer n'avance pas masqué, puisqu'il l'intitule «introduction - the need for change». Il montre que si, à l'époque du lancement du programme nucléaire, l'on avait besoin d'un nombre de sites

⁴⁵⁵ L'original est le suivant, assorti d'une remarque : «We merely wished to call attention, by examples, to the value of making the best possible use of distance as an intrinsic site-safety factor, at least so long as we do not possess sufficient experience to assess the reliability of the safety devices.» (Lavie, de Vathaire, «Contribution...», op. cit., p. 343.)

⁴⁵⁶ «Consequently, I believe that in many cases we shall be unable to obtain the kind of benefit from remote siting which is suggested.» (Ibid., p. 343.)

⁴⁵⁷ F.R. Farmer, «Siting Criteria - A New Approach», Proceedings of the IAEA symposium on nuclear siting, IAEA, 1967, STI/PUB/154, SM-89, pp. 303-329.

limité et l'on disposait d'une certaine liberté de choix, il n'en est plus de même, dans les pays où la densité de population est élevée, si l'on veut développer de nombreuses centrales nucléaires et tirer profit des économies que cette filière énergétique promet de réaliser. Il est donc nécessaire de formuler et d'adopter des critères de sûreté quantitatifs pour l'implantation de ces installations : mais on ne peut se contenter de l'approche américaine séparant les accidents jugés «croyables» de ceux jugés «incroyables».

«Il n'y a pas de manière logique de faire la différence entre les accidents «croyables» et les accidents «incroyables». «L'incroyable» est souvent fait de la combinaison d'événements très ordinaires - par exemple, la panne ou la détérioration qui se produit dans une usine normale et ses instruments de mesure; et le «croyable» peut s'avérer extrêmement improbable. La voie logique pour traiter cette situation est de rechercher à évaluer tout le spectre des risques d'une façon quantitative, et le but de ce papier est de montrer comment ceci peut influencer le choix des sites pour les centrales nucléaires de puissance.»⁴⁵⁸

L'approche probabiliste proposée par Farmer consiste à mesurer le risque, c'est à dire à évaluer à la fois la probabilité d'occurrence d'un incident et ses conséquences. Pour chaque événement initiateur on doit rechercher les voies qui pourraient mener à un accident et calculer à la fois les probabilités de défaillances des matériels successifs qui y conduiraient, mais aussi les conséquences ultimes, en termes de rejet d'iode 131, l'isotope radioactif le plus dangereux pour la santé. On peut alors placer ces points sur un graphique avec en ordonnées les probabilités sous la forme de l'intervalle de temps moyen entre deux événements (en années de fonctionnement de réacteur), et en abscisses les quantités de rejets d'iode correspondantes. A partir de ce graphique probabilités-conséquences, Farmer propose un critère de sûreté sous la forme d'une ligne définissant une limite maximale aux probabilités d'occurrence de chaque rejet : plus les conséquences d'une défaillance sont importantes, plus sa probabilité doit être faible. Il définit ainsi une zone de risque élevé et une zone de faible risque.

⁴⁵⁸ Farmer, F. R., «Siting Criteria...», op. cit., p. 304. «There is no logical way of differentiating between «credible» and «incredible» accidents; the «incredible» is often made up of a combination of very ordinary events - for example, the breakdown or deterioration that occurs in normal plant and their measuring instruments; and the «credible» may actually be exceedingly improbable. The logical way of dealing with this situation is to seek to assess the whole spectrum of risks in a quantity-related manner, and the purpose of this paper is to show how this may affect the choice of sites for nuclear power stations.»

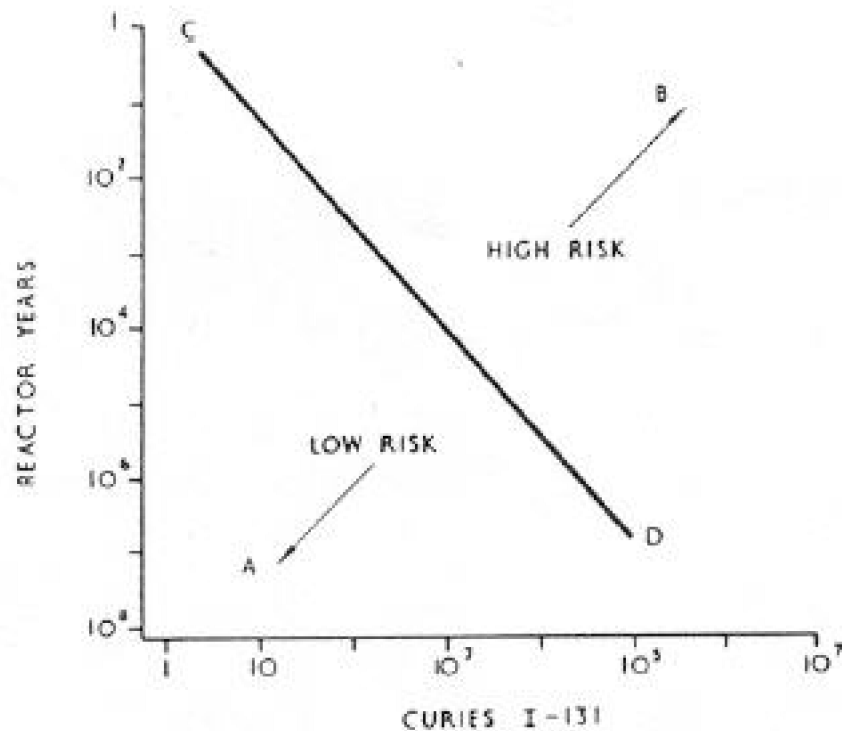


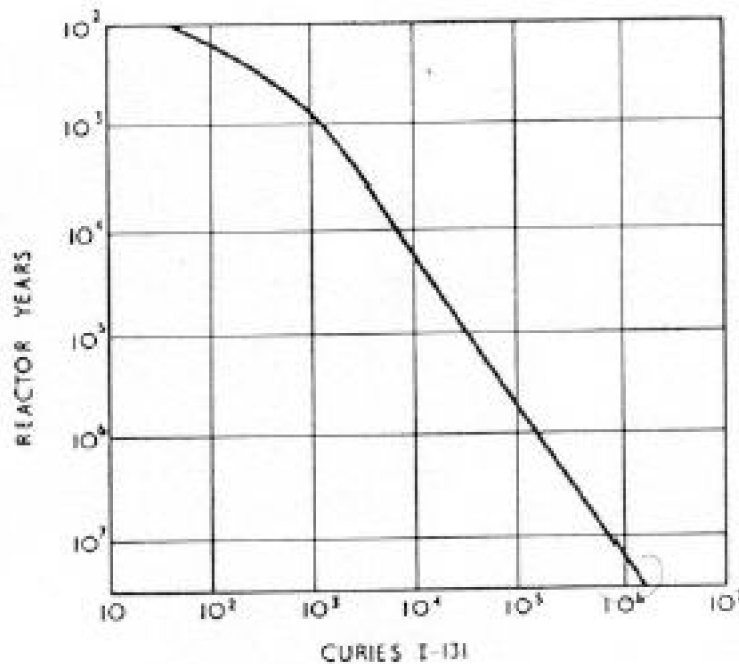
Diagramme probabilité-conséquence de Farmer

Farmer illustre ensuite sa méthode probabiliste avec une «étude de défaillance» (fault study) associée à la perte des sources de refroidissement : les différentes séquences possibles à partir de cet incident initial sont envisagées et sont représentées sous forme d'arbre; les probabilités de chacune sont calculées, ce qui amène à déterminer un chemin critique pour cet accident. Trois autres exemples sont ensuite traités. La fiabilité du système de protection, chargé d'émettre un signal ou une action déclenchant la chute des barres, est évaluée en fonction de la probabilité que chacun de ses composants effectue ou non sa tâche (résistances, capacités, transistors, diodes, valves, amplificateurs...). La fiabilité des sources d'énergie peut être estimée par une méthode analogue, en s'appuyant sur des données de l'industrie conventionnelle. La fiabilité des structures pose un problème plus ardu, car comment évaluer la probabilité de rupture d'une cuve en béton ou en acier, dont on peut penser qu'elle se situe aux environs de 1 sur 100 000 ou 1 sur 1 000 000 au cours de la vie d'une installation ? Farmer montre qu'on peut résoudre la question en tenant compte de l'expérience acquise dans les autres techniques, qui utilisent des dizaines de milliers de ces structures depuis des dizaines d'années de par le monde. D'autre part, par des mesures constructives appropriées (la multiplication des câbles de précontrainte pour une cuve en béton), il serait possible de suivre l'évolution des caractéristiques de ces structures et de détecter les signes avant-coureurs d'une rupture brutale. Farmer refuse donc d'exclure la possibilité de rupture brutale des caissons comme le font les spécialistes des autres pays, et il cherche un moyen de mesurer sa probabilité, faible, mais réelle.

En ce qui concerne les aspects purement nucléaires, il faut noter que pour sa démonstration Farmer peut s'appuyer sur un travail mené depuis de nombreuses années de collecte de données statistiques et même d'un système de collationnement et de compte-rendu d'incidents (l'AHSB), mis en place dès 1959 en Grande-Bretagne. Les Français se rendront en mission en 1967 pour étudier ce système. La standardisation des réacteurs développés en Grande-Bretagne a sans aucun doute facilité la mise sur pied d'un tel système. L'AEC américaine, elle, renoncera à un système automatique de traitement des informations sur la fiabilité des réacteurs. Il lui aura alors coûté un million de dollars sans avoir abouti. En 1973, l'AEC limitera ce système par ordinateur au stockage des informations sur les accidents (550 accidents auront été analysés à cette date).

Après ces trois exemples de calcul des probabilités associées à un risque, Farmer revient à la définition de son critère : le positionnement de cette courbe frontière entre risque acceptable et risque non acceptable. Or pour positionner cette droite, deux données sont nécessaires : sa pente, et un point référence (un couple probabilité-conséquence). Farmer expédie la question de la pente de la courbe en choisissant un coefficient de -1,5, de manière à réduire de trois ordres de grandeur la fréquence d'un événement dont la sévérité augmente de deux, considérant d'abord qu'un même risque en curie d'iode par an peut ne pas représenter un même nombre de cancers de la thyroïde; et ensuite, que la plupart des gens réagiraient plus négativement à un fort rejet qu'à un petit.

Quant à la position de sa courbe, Farmer estime que trois considérations principales doivent entrer en ligne de compte : la réaction possible du public après un accident, le nombre probable de cancers induits parmi la population par le rejet et le risque accru auquel est soumis un individu. Il choisit dans un premier temps de positionner un point référence, en prenant en compte ce que pourrait être la réaction du public en cas de rejet d'un millier de curies d'iode 131, ce qui ne serait pas un événement exceptionnel et n'aurait probablement pas de conséquences, comparé aux autres activités industrielles. Mais Farmer note qu'en cumulant les années de fonctionnement de tous les réacteurs, alors le produit probabilité par conséquence ne devient plus négligeable. Si dans les industries conventionnelles, aucun opérateur ou autorité ne prend de son plein gré des mesures pour anticiper ce genre de risque, pendant la durée de vie des installations soit trente ans, l'énergie nucléaire elle, cumulera avec les programmes de plusieurs pays pas loin de mille années x réacteurs, il est donc de son devoir d'envisager ce type d'événement. Pour simplifier la discussion sur les critères mathématiques, disons que Farmer fixe qu'un rejet de 1000 Curie d'iode ne doit pas survenir plus d'une fois sur ces 1000 ans, ce qui fixe le point de coordonnées (10^3 Ci, 10^3 reactor-years).



Critère de Farmer

La courbe ainsi tracée, il calcule le nombre «probabiliste» de victimes pour chaque rejet en se donnant une distribution de population (4 millions de personnes autour du site) et en s'appuyant sur la relation linéaire proposée par la CIPR selon laquelle 1 rad génère 10 à 20 cancers par million de personnes. Estimant que seuls quelques points se situent près de la limite et donc contribuent au risque global, il tire de son critère un ordre de grandeur de 0.01 cancer par année de fonctionnement de réacteur pour un site urbain. Ceci conduit à une évaluation du risque individuel de 1×10^{-7} par an, qu'il compare aux risques couramment encourus : la probabilité de contracter naturellement un cancer de la thyroïde est de 10 à 100 fois plus élevée, tandis que celle de décéder d'un accident est 10 000 fois plus grande que celle due à l'existence de réacteurs nucléaires.

En conclusion de cette analyse qui se veut un moyen simple de définir un critère utilisable par les concepteurs et par ceux chargés de l'évaluation, Farmer tire un certain nombre de leçons. En premier lieu, il est vain d'essayer d'obtenir une plus grande précision dans l'estimation des rejets que la précision que l'on peut avoir de la probabilité du rejet; deuxièmement, tout système chargé de réduire les rejets de produits radioactifs d'un certain facteur doit avoir une fiabilité du même ordre de grandeur. Enfin, tout en admettant que la présentation faite ne représente le comportement d'un réacteur que de manière approximative, avec un facteur dix peut-être du fait des incertitudes dans les connaissances, il pose la question de savoir si, étant donné que les sites britanniques se distinguent au mieux par un facteur dix dans la densité de population, il est logique de faire correspondre un type de réacteur à un site donné. Question à laquelle il répond par la négative, concluant : «*Il est d'ores et déjà clair en Grande-Bretagne que les réacteurs doivent atteindre un niveau de sûreté qui permettra une liberté complète dans le choix des sites et une situation semblable sera atteinte sous peu dans un certain nombre de pays.*

*Quand cet objectif sera atteint, la catégorisation des sites disparaîtra et tous les réacteurs devront satisfaire à un niveau unique et élevé si ils doivent jouer un rôle significatif dans la production d'électricité. Des sites moins peuplés pourraient être réservés au développement de nouveaux types de réacteurs.»*⁴⁵⁹

7.2.3. Réaction française à l'article de Farmer

La communication de Farmer a été le point marquant du symposium : toutes les discussions tournent autour de cette nouvelle approche, mais nous nous limiterons à la réaction française, «à chaud», par François de Vathaire lors de la discussion suivant immédiatement l'intervention de Farmer. Vathaire reconnaît les mérites de cette approche mettant l'accent sur la fiabilité car elle devrait permettre d'améliorer grandement la sûreté. Cependant, Vathaire est opposé à la conclusion de Farmer qui plaide pour la totale liberté dans le choix des sites. D'autre part, le représentant français estime qu'appliquer la méthode des probabilités consiste à raisonner «comme les actuaires» pour le calcul des primes d'assurance et il se demande si on a le droit d'appliquer les méthodes des assurances à l'évaluation du risque nucléaire : les connaissances en matière de défaillances sont encore insuffisantes dans le domaine nucléaire, et vu le nombre impressionnant des incidents répertoriés dans le monde - incidents sans conséquences radiologiques sérieuses mais qui auraient pu en avoir - il apparaît que la probabilité de défaillance dans les conditions actuelles d'exploitation est particulièrement élevée, en particulier du fait des erreurs humaines.⁴⁶⁰ En ce qui concerne les grands accidents, qui sont «le seul réel problème de sûreté», Vathaire se demande si estimer des probabilités de l'ordre d'une fois tous les mille ou million d'années peut avoir une réelle signification, et si cela ne peut pas conduire à considérer que le fortement improbable ne se produira jamais. C'est pourquoi il réitère la position développée dans sa communication : si un accident libérant 10⁷ Ci d'iode devait néanmoins se produire et que le réacteur était situé en zone urbaine, les conséquences seraient catastrophiques, alors qu'elles auraient des conséquences plus limitées si celui-ci était situé à 20 ou 30 kilomètres.

En parfait accord avec l'optique de Vathaire, Pierre Candes, l'un des spécialistes français de la sûreté radiologique présent à Vienne, explique quelques années plus tard, que deux enseignements principaux avaient été tirés du colloque de Vienne. Tout d'abord, qu'un accident conduisant à la libération d'une fraction importante de radioactivité n'était pas, a priori, un événement impensable, et ensuite, qu'un tel accident s'accompagnait d'une très faible probabilité, non chiffrable par une approche statistique. «Cette deuxième

⁴⁵⁹ L'original est le suivant : «It is already clear in the U.K. that reactors must attain a standard of safety which will permit complete freedom in siting and a similar situation will be reached shortly in a number of countries. When this goal is reached, site categorisation will disappear and all reactors will need to meet a single high standard if they are to play a significant part in a power network. Less populated sites might be reserved for the development of new types.» Farmer, «Siting Criteria...», op. cit., p. 318.

⁴⁶⁰ Le texte intégral anglais est le suivant : «I might add that the number of incidents which I have heard mentioned in France and other countries - incidents without serious radiological consequences, but which might have had them - is fairly impressive and suggests that the probability of failure under actual plant-operation conditions is fairly high, particularly due to human errors.», F. de Vathaire, Discussion de la communication de Farmer, IAEA, STI/PUB/154, SM 89, p. 325.

idée n'était pas d'ailleurs sans présenter quelques dangers insidieux selon les conséquences que l'on pouvait en tirer. En effet, les moyens de confinement constituent une parade aux conséquences et n'agissent, pratiquement pas sur les causes, c'est-à-dire justement sur la probabilité d'occurrence. Qu'est-ce en effet que la très faible probabilité d'un événement sinon la constatation «pratique» qu'à l'échelle des préoccupations humaines, cet événement n'arrivera pas. De là à ne pas se préoccuper de confinement, il n'y a qu'un pas et il faut avouer que certains ont eu la tentation de le franchir. L'attitude de la délégation française devant ce problème avait été, croyons-nous, réaliste.»⁴⁶¹ Ce n'est pas l'attitude de Farmer qui est ici dénoncée. Farmer, au contraire, estimait que toutes les situations, même les plus improbables, devaient être prises en compte, comme par exemple la possibilité de rupture des cuves en acier, et même de rupture de l'enceinte de confinement en cas d'accident catastrophique. En tout cas, Français et Anglais sont d'accord sur le fait qu'un accident majeur est possible, et que les conséquences peuvent aller bien au-delà des rejets de 10^6 man-rem évoqués à plusieurs reprises lors du symposium comme limite supérieure des rejets possibles. Cette dose de rejets ne pouvant prétendument pas être dépassée, certains concluaient à la possibilité de situer les futures centrales nucléaires dans de grandes agglomérations.

L'intervention de Vathaire lors de la discussion finale du colloque résume les différentes positions qui divisent la communauté nucléaire ainsi que les enjeux réels de ces discussions sur la méthodologie d'étude des accidents.

«J'ai eu l'impression durant cette réunion que les justifications avancées pour la sélection des sites étaient quelque peu influencées par les conditions pratiques dans chaque pays et, en simplifiant quelque peu, j'ai le sentiment que les pays de faible densité de population sont attirés par le concept de sûreté basé sur le concept d'accident maximum et de distance et s'occupent plus de la dose maximale individuelle en cas d'accident. De l'autre côté, les pays densément peuplés sont intéressés par la méthode probabiliste et prêtent plus d'attention à la limite de la dose collective, c'est à dire le nombre probable de cancers. Je me rends bien compte que cette justification peut apparaître satisfaisante d'un point de vue technique, si les probabilités sont bien connues, mais je partage néanmoins le point de vue de certains des participants de ce Symposium que le choix des sites est une question de confiance [faith]. La question est toujours celle de décider quel est le rejet maximum qui peut être considéré comme croyable et ce sont les autorités nationales responsables qui doivent faire ce choix délicat. En rappelant les inévitables incertitudes, je pense que les membres des commissions de sûreté doivent toujours faire l'effort maximum pour utiliser tous les facteurs de sûreté disponibles et ne pas sacrifier la sûreté à des considérations économiques.»⁴⁶²

Dans les faits, les Français portent un grand intérêt à la démarche britannique qu'ils citent comme un exemple de la «philosophie actuelle du travail en matière de sûreté», et sont très favorables à cette approche quantitative des risques de défaillance. «Cette manière d'approcher la sûreté situe l'état d'esprit et les méthodes qui ont cours aujourd'hui. Bien

⁴⁶¹ Candes, P., «Développement des études de sûreté radiologique des réacteurs français et de leurs sites. Cas particulier du réacteur Phénix», Energie Nucléaire, Vol. 13, N°5, 1971, pp. 344-349, p. 344.

que certaines incertitudes demeurent dans divers domaines, incertitudes que les études de sûreté en cours essayent de lever, on arrive maintenant à réduire les marges de sécurité trop fortes qui obéraient les conditions d'exploitation et de rentabilité, en sachant que l'on ne prend pas de risques significatifs.»⁴⁶³ Pragmatiques, s'ils sont attirés par la méthode, qu'ils jugent satisfaisante du point de vue technique, ils restent prudents. Les Français s'en tiennent à leur démarche initiale qui consiste à mieux connaître les caractéristiques des réacteurs pour réduire les marges de sécurité qui s'avèreraient excessives. Il ne s'agit pas pour eux de supprimer certains critères nécessaires comme l'éloignement ou le confinement mais de diminuer certaines marges.

Les intentions de Farmer, elles, nous l'avons déjà souligné, vont au-delà : il propose de s'affranchir de règles concernant la distance, en mettant l'accent sur les probabilités de défaillance des matériels, dont les ordres de grandeur sont plus significatifs que l'ordre de grandeur qui pourrait être gagné par le facteur distance. Or ce qui est remarquable dans l'approche de Farmer c'est qu'il ne s'agit plus seulement de technique, mais de choix sociétal : où pose-t-on les limites, quelle est l'acceptabilité du risque.

Farmer répond à ces questions en accentuant la pente séparant l'acceptable de l'inacceptable avec un coefficient de -1,5, ou diminue la pente pour les faibles rejets, traduisant l'aversion pour les accidents plus graves. L'arbitraire a été déplacé de l'étude d'un certain nombre d'accidents de référence vers le positionnement de cette frontière, posant clairement le problème de l'acceptabilité du risque et de qui doit en décider. C'est en quelque sorte l'irruption de la société dans ce domaine technique, une tentative de mathématisation du niveau d'acceptabilité par la société des risques que lui font encourir les technologies.

Les Français retiennent la méthode dans ce qu'elle a d'intéressant du point de vue technique : la méthode basée sur les probabilités est un moyen de révéler les faiblesses des systèmes, les chemins critiques grâce aux arbres de défaillance. Mais ils ne s'aventurent pas dans ces considérations qui sont du domaine du politique. Vathaire, mais il n'est pas seul et peut être considéré comme porte-parole de Bourgeois et donc de la position française, se considère comme un expert technique, pas un décideur politique qui

⁴⁶² *Le texte original est le suivant. «I got the impression during this meeting that justification for site selection was somewhat influenced by practical conditions in each country and, simplifying somewhat, I have a feeling that countries of low-population density are attracted by the concept of safety based on the concept of maximum accident and distance and are more concerned with the maximum individual dose in the event of an accident. On the other hand, densely populated countries are interested in the probability method and give more attention to the limit of the collective dose, i.e. the probable number of cancers, because this method enables them to offer quantitative justification for the risks involved by siting in urban areas. I realize that this justification may appear satisfactory from a technical point of view, if the probabilities are well known, but I nevertheless share the view of some of the participants in this Symposium that siting is a question of faith. The question is always one of deciding what maximum release can be accepted as credible and it is the responsible national authorities who have to make this delicate choice. Remembering the inevitable uncertainties, I think that members of safety boards must always make the maximum effort to use the various safety factors available and not sacrifice safety to economic considerations.» Panel discussion, pp. 791-792. (Souligné par nous).*

⁴⁶³ F. de Vathaire, «La sûreté des réacteurs : réalisations et tendances actuelles», *Energie Nucléaire*, Vol. 7, novembre 1967, pp. 421-427, p. 422.

aurait à traiter ce difficile problème du niveau d'acceptabilité.

La méthode de Farmer marque une rupture conceptuelle dans l'histoire de la sûreté. C'est une nouvelle approche du risque, indiquant les moyens de calculer les probabilités associées aux conséquences d'un accident et qui lui offrent un critère d'acceptabilité. Mais si c'est un progrès dans l'approche logique de la sûreté, l'un des inconvénients de la méthode de Farmer est de montrer que malgré tous les efforts faits en matière de sûreté, il existe un risque résiduel. De ce point de vue, ce n'est pas nécessairement un très bon outil de communication.

7.3. Conclusion : le «dialogue technique» à la française

Au milieu des années soixante, les responsables français de la sûreté sont devenus assez mûrs, assez sûrs d'eux pour affirmer le bien-fondé de leur méthode d'analyse de la sûreté, une méthode plus pragmatique, celle des barrières. C'est ce que concluait Jean Bourgeois en décembre 1964, mettant en avant «l'examen détaillé des précautions prises et du bon fonctionnement du matériel employé». ⁴⁶⁴ Alors que l'organisation française au niveau des autorités est en train de se mettre en place sur le modèle de l'organisation interne au CEA, Vathaire revendique en 1967 ce qui fait selon lui l'intérêt de la démarche française, prenant comme exemple l'examen interne au CEA par la SCSP et son organisme permanent, le GTSP. Ce groupe d'une trentaine d'ingénieurs effectuée à Saclay la liaison avec les équipes de projet, il procède à l'examen des rapports de sûreté et à la coordination des études de sûreté effectuées par différents services du CEA ou par des entreprises extérieures sous contrat. Une autre partie du GTSP, à Cadarache, effectue surtout des calculs de sûreté et des expérimentations. «Les ingénieurs du GTSP chargés de suivre un projet, travaillent en liaison extrêmement étroite avec l'équipe responsable de ce projet, depuis le stade de la conception jusqu'à la mise en exploitation. Cette méthode de travail, très souple et particulièrement fructueuse sur le plan des relations humaines, s'avère très efficace.» ⁴⁶⁵

Pour Vathaire, cette «méthode française» a fait ses preuves. Il la résume fin 1967 : «[La sûreté] repose essentiellement sur une prise de conscience réaliste des risques potentiels ainsi que du rôle de la prévention par les équipes chargées de concevoir, construire et exploiter les installations. Cette prise de conscience est facilitée par le développement des études de sûreté et par l'adoption de procédures souples d'examen, où les examinateurs ne sont pas des juges lointains et supérieurs établissant des freins réglementaires immuables, mais sont susceptibles grâce à un contact permanent avec la vie des installations et grâce à des activités d'étude soutenues d'apporter une contribution personnelle à la solution des problèmes de sûreté. Dans l'état actuel du développement de l'énergie atomique, cette méthode est vraisemblablement la plus efficace et la plus économique pour établir et maintenir le très haut niveau de sûreté indispensable.» ⁴⁶⁶

⁴⁶⁴ J. Bourgeois, «Quelques remarques sur la sécurité des réacteurs», *Energie Nucléaire*, vol. 6 N°8, décembre 1964, pp. 494-499, p. 499

⁴⁶⁵ Ibid.

Il s'agit là d'un véritable manifeste exposant la conception française du management de la sûreté nucléaire, que l'on peut résumer sous le vocable de «dialogue technique».

Il est sans doute nécessaire de tempérer l'enthousiasme ou le triomphalisme de l'auteur en constatant que l'organisation de la sûreté en France reste très en retrait par rapport à celle des Etats-Unis bien évidemment, mais même par rapport à celle de la Grande-Bretagne, encore en 1967, comme en 1960. De retour d'une mission à Risley et Harwell en 1966, un ingénieur du GTSP observe dans son compte-rendu au Haut-commissaire : «Le personnel employé en GB à l'étude des problèmes de sûreté des réacteurs à graphite est très nettement supérieur aux effectifs affectés en France sur ce sujet, tant du point de vue expérimental que théorique. En conséquence, ils possèdent dans ce domaine une avance considérable sur de nombreux points sauf en ce qui concerne le graphite irradié.»⁴⁶⁷

Pour revenir au «dialogue technique» à la française, il est un fait que les textes de Bourgeois ou Vathaire font peu de philosophie, mais «parlent technique». Nous l'avions noté à propos des communications à la conférence de Genève de 1964, avec l'accent mis sur l'analyse des barrières, façon d'aborder les problèmes de façon technique, sans se poser, dans un premier temps, trop de questions sur les grands accidents. On peut également s'interroger sur cette conception française qui attribue un certain nombre de vertus intrinsèques à la technique : Bourgeois par exemple parle même de «remède technique» : «Au cours de nos recherches sur les accidents, il nous est apparu que le remède technique apparaissait très souvent peu après la découverte de chaque risque, et que ce remède ne conduisait pas obligatoirement à des installations plus complexes ou plus onéreuses.»⁴⁶⁸

A la fin des années cinquante, l'invention aux Etats-Unis du concept «d'accident maximum prévisible» (MCA) correspondait à la nécessité de créer un moyen de communication entre les différents acteurs du jeu nucléaire américain, pour pouvoir parler des accidents graves. En Grande-Bretagne également, la démarche de Farmer veut proposer une méthode de discussion, non plus basée sur un consensus entre experts sur un type d'accidents à considérer et ou à exclure, mais sur une ligne frontière entre risque acceptable et inacceptable, en examinant à la fois la gravité et la fréquence d'un large panel d'incidents. Côté français, on insiste sur les vertus du «dialogue technique», car cette dernière méthode s'avère l'outil de communication adapté aux conditions françaises. L'absence de réglementation en matière nucléaire en France institutionnalise de fait le dialogue technique entre experts : aucun critère réglementaire sur la distance par

⁴⁶⁶ Ibid. (Souligné par nous).

⁴⁶⁷ Archives CEA, Fonds Haut-commissaire, F1 08 21. Note du chef du GTSP, (Millot) s/c de Monsieur le chef du DEP au Haut commissaire du CEA, en date du 11/10/66: il s'agit du compte rendu de la mission effectuée, du 18 au 21 septembre 1966, à Risley, dans le cadre de la collaboration CEA-UKAEA, par Monsieur Lang, chef de la SCCA, CEN Saclay, par Monsieur Blanchard, SCCA, CEN Grenoble, et par Monsieur J. P. Millot, DEP GTSP/CEN Cadarache.

⁴⁶⁸ J. Bourgeois, D. Costes, C. Henri, G. Lamiral, Ch. Segot, «Problèmes de sûreté des réacteurs de puissance à uranium naturel modérés au graphite et refroidis au gaz», BIST, CEA, N°63, Juillet 1962, pp. 9-24, p. 10.

exemple ne limite l'implantation d'une installation nucléaire sur un site, alors qu'aux Etats-Unis et en Grande-Bretagne, de la philosophie de la sûreté découlent des règles strictes, traduites sous la forme de zones d'exclusion et de zones d'évacuation dont l'étendue varie en fonction de la puissance de la machine et de la densité de la population autour du site. En France, on peut juger au cas par cas et faire «le meilleur usage possible de la distance comme facteur de sécurité».

Dans le type de discussions entre spécialistes prôné en France, tout le monde parle la même langue : les différents acteurs ont été formés dans le même moule, dans les mêmes grandes écoles, partagent des valeurs communes. Nous ne voulons pas dire pour autant qu'ils sacrifient pour cela la sécurité sur l'autel de la déesse énergie atomique, car un même but peut être atteint de manières différentes, et des divergences importantes existent entre les différents acteurs. Il est vrai cependant que tous les protagonistes de ce dialogue sont persuadés que l'énergie atomique est la source d'énergie de l'avenir, que l'intérêt national (militaire et industriel) passe par le succès du nucléaire, quand ils ne partagent pas pour certains une vision messianique de cette source d'énergie sensée libérer l'humanité des servitudes imposées par des ressources énergétiques limitées. D'autre part, nous avons montré l'émergence d'un nouveau corps de spécialistes à l'intérieur du CEA, qui tout en étant d'ardents défenseurs du développement du programme atomique, tentent de démontrer qu'il est de l'intérêt général de faire progresser la sûreté. Ce que nous voulons plutôt mettre en avant, c'est que dans le cas français, l'institutionnalisation première de la sûreté a lieu au sein d'un organisme à vocation scientifique et technique : l'examen de la sûreté est l'œuvre une commission qui réunit les plus hautes compétences du CEA en la personne des chefs des grandes directions du Commissariat. Les demandeurs d'autorisation peuvent venir plaider leur cause devant cette commission, en défendant leurs arguments techniques. Ce dialogue est facilité car que ce soient les hommes du CEA (scientifiques, ingénieurs), les gens d'EDF chargés des réacteurs nucléaires, ou plus tard les responsables des ministères, tous sont ingénieurs, physiciens, ayant reçu une formation scientifique ou technique, et partagent une même confiance dans la «rationalité technique», qui ne peut être que seul juge réellement objectif. Et de fait, ce sont eux qui ont le pouvoir de décision, et personne ne vient pour l'instant le leur contester : il leur apparaît bien normal que les critères de jugement soient basés sur la compétence qu'ils ont acquise, et l'on peut même dire, la compétence technique, plus même que scientifique, car la sûreté est avant tout une question technique ou technologique.⁴⁶⁹

⁴⁶⁹ Nous retrouverons cette insistance sur l'aspect «compétence technique» avec encore plus de force dans la bouche des gens de la sûreté, certes face aux opposants dénigrés parce qu'ils ne savent pas de quoi ils parlent, mais aussi quand d'éminents scientifiques viendront plus tard rejoindre le camp des opposants au nucléaire, mettant en avant leur compétence de physiciens pour donner du crédit à leur opposition. Parmi une multitude de remarques de ce genre, nous pouvons citer François Cogné, grand responsable français de la sûreté, opposé à la tentative de création au début des années 80 d'un organisme réglementaire international sous le patronage de hauts scientifiques : «Vouloir rassembler des scientifiques de haut niveau, présumés indépendants pour traiter du domaine éminemment technique, en fait surtout technologique, qu'est la sûreté, me paraît relever de la confusion; vouloir faire légiférer ces mêmes hauts scientifiques sur la philosophie de la sûreté en même temps que sur les ATWS (transitoires sans chute de barres), problème éminemment technique et qui dépend de chaque système concret réalisé, relève de l'utopie.» F. Cogné, «Evolution de la sûreté nucléaire», Revue Générale Nucléaire, 1984, N°1, pp. 18-32, p. 28.

Les hommes de la sûreté sont certes pour la plupart polytechniciens, mais ce ne sont pas des gens issus des grands corps de l'Etat, Corps des Mines ou des Ponts, dont parle Suleiman⁴⁷⁰ dans son ouvrage consacré aux élites françaises. L'auteur montre que les ingénieurs issus de ces grands corps sont plus des hommes politiques que des techniciens, et dans leur bouche l'argument de «compétence» est évoqué comme justificatif de la position privilégiée qu'ils occupent dans des postes de direction, alors que ce type de postes implique plus des qualités de généraliste que de spécialiste. Cette analyse n'est pas applicable aux spécialistes de la sûreté : Jean Bourgeois, comme ses successeurs est de formation très technique (Supélec), de Vathaire vient du Génie maritime. Ils ont conçu, construit, fait fonctionner des piles atomiques. La sûreté au sein du CEA est aux mains de réels techniciens et on a pu montrer quelle était la teneur des discussions lors des séances de la commission. De ce point de vue, l'argument de la compétence n'est pas qu'un style de rhétorique pour exclure les non spécialistes.

C'est une école de pensée créée sous Jean Bourgeois qui va dominer la sûreté des installations nucléaires en France pendant des décennies. Cette conception, à travers des modifications certaines, conservera comme principe la nécessité du dialogue, parfois rude, entre techniciens des différentes parties présentes dans la prise en compte de la sûreté : l'exploitant, l'expert de sûreté et l'autorité qui va se mettre sur pied.

⁴⁷⁰ Suleiman, Ezra, Les élites en France. Grands corps et grandes écoles, Paris, Seuil, 1979.

Partie III : les repercussions du transfert de technologie depuis les Etats-Unis, redistribution des rôles, continuité dans la doctrine de sûreté (1970-1979)

Chapitre 8 : La mise en place du tripode de la sûreté

8.1. La guerre des filières

Les années 1967-1969 marquent un tournant dans l'histoire du développement de l'énergie nucléaire en France, puisqu'elles voient l'abandon de la filière "française" graphite-gaz au profit de la filière américaine à eau légère. Ce tournant va conduire à une réorganisation complète au sein des différents acteurs impliqués dans le jeu nucléaire français, que ce soit au CEA, à EDF, dans l'industrie ou encore dans l'administration. L'adoption de cette filière va également impulser un certain nombre de changements en matière de sûreté, tant au niveau des organisations qu'au niveau des méthodes et des

concepts.

Sans entrer dans le récit des arcanes de ce qu'on a appelé la "guerre des filières" qui a marqué ces années et dont les épisodes ont été relatés par de nombreux auteurs ⁴⁷¹, notons simplement que d'âpres conflits se sont déroulés entre le CEA d'une part, fervent défenseur de la filière qu'il a développée, en particulier sous la houlette de Jules Horowitz, et EDF de l'autre, plus attirée à partir de 1966 par les performances économiques des réacteurs à eau légère développés aux Etats-Unis, le tout sous l'arbitrage du gouvernement et de différentes commissions (commission Péon, commission du Plan).

La littérature est en effet abondante concernant cette "guerre des filières", dont un survol permet de relater les principaux enjeux. Un récit factuel et non partial des différents intérêts en jeu dans cette "guerre des filières" peut être trouvé dans l'ouvrage collectif consacré à l'histoire d'EDF, de Picard, Beltran et Bungener. ⁴⁷² Il retrace les enjeux pour les différentes parties, et en particulier les ressorts internes et les changements d'attitude d'EDF à l'égard du nucléaire.

Le récit le plus détaillé se trouve certainement dans l'ouvrage de Georges Lamiral ⁴⁷³. Cet ingénieur d'EDF insiste sur l'évolution des conceptions en matière de filière, au sein des Etats-majors du CEA, d'EDF, ou au niveau gouvernemental, et sur les relations des deux agences avec le pouvoir et les ministres successifs. Il relate les incertitudes concernant la compétitivité des derniers réacteurs graphite-gaz de Bugey I et Saint-Laurent, les doutes qui apparaissent après la progression du nombre de commandes passées dans le monde pour les réacteurs à eau légère américains, très attractifs au point de vue prix. Il montre les doutes consécutifs aux incidents survenus sur EDF3 pendant "l'année noire" de 1966, où les échangeurs de chaleur, les groupes turboalternateurs et surtout la détection de rupture de gaines conduisent à arrêter complètement le réacteur pendant dix mois et à poursuivre son fonctionnement pendant 14 mois à la moitié de sa capacité. Il attache une importance particulière aux relations entre EDF et le CEA et notamment au rapport signé en commun par les représentants du CEA et d'EDF, dit «rapport Horowitz-Cabanius», respectivement Directeur des Piles Atomiques au CEA et Directeur de l'Equipement à EDF. Les deux hommes ne purent dans un premier temps arriver au rapport de synthèse commun prévu. Jean Cabanius remet son rapport le 25 janvier 1967 tandis que Jules Horowitz remet le sien le 1^{er} février. Une note de synthèse diffusée le premier juin fait clairement apparaître les divergences entre les deux organismes quant à l'avenir de la filière graphite-gaz. Le résultat du rapport

⁴⁷¹ Parmi les plus récents, on peut citer : Hecht, Gabrielle, *The Radiance of France*, MIT Press, Cambridge, 1998; Frost, Robert L., *Alternating Currents. Nationalized Power in France, 1946-1970*, Cornell University Press, Ithaca and London, 1991; Soutou, Georges-Henri, «La logique d'un choix : le CEA et le problème des filières électro-nucléaires, 1953-1969», *Relations internationales*, n°68, hiver 1991, pp. 351-378; Jasper, James M., *Energy and the State in the United States, Sweden and France*, Princeton University-Press, Princeton, 1990.

⁴⁷² Picard, J.-F., Beltran, A., Bungener, M., *Histoire(s) de l'EDF*, Dunod, Paris, 1985.

⁴⁷³ Lamiral, Georges, *Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Electricité de France*, Association pour l'Histoire de l'Electricité en France, Paris, 1988.

est le suivant : la France poursuit son programme d'équipement avec un projet de deux tranches graphite gaz à Fessenheim, tout en engageant une deuxième centrale à eau légère avec les Belges, à Tihange. Cette décision de poursuivre le programme UNGG est contestée par EDF, d'autant plus que la centrale de Fessenheim est prévue pour être la tête de série du programme nucléaire à venir. Le Directeur général, André Decelle, remet d'ailleurs sa démission au printemps 1967 pour marquer sa désapprobation du choix qui vient d'être fait.

Lamiral décrit de façon détaillée les changements à la tête d'EDF avec l'arrivée de Marcel Boiteux comme Directeur Général, acquis à la cause des réacteurs à eau et qui poursuit le combat de son prédécesseur. Le remaniement gouvernemental du 10 juillet 1968 et les changements de personne précipitent également l'abandon de la filière UNGG. Maurice Schumann, qui «n'était ni un scientifique, ni un technicien [et qui] avait adopté sans réserve le point de vue du CEA», est remplacé par Galley comme Ministre Délégué auprès du Premier ministre chargé de la recherche scientifique et des questions atomiques et spatiales. Galley, bien qu'ancien du CEA, était comme une partie des personnels du commissariat, favorable aux projets à eau légère. Le remplacement du Ministre de l'Industrie Olivier Guichard par Bettencourt, qui «acquiesça la conviction que la France devait s'orienter sans tarder vers la réalisation de centrales nucléaires équipées de réacteurs à uranium enrichi et eau légère» va aussi jouer un rôle majeur dans l'évolution du point de vue de la haute administration à l'égard des différentes filières.⁴⁷⁴ Les débats dans ces hautes sphères lui permettent de montrer la conviction croissante des autorités de la nécessité de s'orienter vers la filière à eau. Ces atermoiements dans le processus décisionnel ayant repoussé l'engagement de Fessenheim dans la filière graphite-gaz auront finalement «précipité» l'abandon de la filière UNGG.

Michel Dürr⁴⁷⁵, ancien de la Direction de l'Équipement à EDF, présente la version «officielle» côté EDF. Il préfère relativiser le poids des conflits de personnes et d'institutions au profit d'une analyse basée sur les problèmes plus généraux concernant la situation énergétique de la France. Il présente EDF comme simple exécutant des décisions politiques prises au plus haut niveau gouvernemental, conformément aux évaluations fournies par la Commission Péon, la Commission pour la Production d'Électricité d'Origine Nucléaire.

Créée en 1955, elle a pour objectif de conseiller le gouvernement sur les questions nucléaires. Jusqu'à la fin des années soixante, les décisions sont négociées entre CEA et EDF et la commission ne fait qu'entériner les décisions. Son rôle croît lors de la guerre des filières. Au sein de la commission Péon, les experts de l'Administration et des grandes entreprises du domaine énergétique travaillent d'ailleurs d'après des analyses proposées par les services d'EDF et celles de la direction du gaz, de l'électricité du charbon du ministère de l'Industrie. Le gouvernement dispose aussi de la Commission de l'énergie du Plan qui analyse et évalue l'équilibre énergétique d'ensemble. C'est en

⁴⁷⁴ Ibid., p. 113.

⁴⁷⁵ Dürr, Michel, «Le tournant nucléaire d'Électricité de France», in : Henri Morsel (dir.), Histoire de l'électricité en France, tome III, Paris, Fayard, 1996, pp. 683-782.

s'appuyant sur les avis de ces différentes commissions d'experts qu'EDF et les Pouvoirs Publics sont amenés à opter de façon fort logique pour la filière la plus performante, la filière à eau légère. C'est pourquoi Dürr présente le processus décisionnel qui conduit au choix du "grand programme nucléaire", puis de la filière à eau légère comme "un problème d'Etat", "bien posé, prudemment abordé".

D'autres auteurs insistent sur les rivalités sociologiques entre le CEA, où prédominent depuis Guillaumat les polytechniciens membres du corps des Mines et ceux du corps des Ponts et Chaussées d'EDF. "La bataille autour des réacteurs nucléaires devient donc bien davantage qu'un simple chipotage pour quelques centimes par kilowatt/heure : elle va faire resurgir cent cinquante ans de rivalité institutionnelle."⁴⁷⁶ Pringle et Spigelman relatent le conflit entre Horowitz et Massé, Président d'EDF, "particulièrement agacé par la prétendue supériorité dont se prévalent les anciens du corps des Mines, au CEA", les liens du Commissariat avec le pouvoir, et de Gaulle en particulier, ce qui explique la résistance contre l'abandon de la filière "graphite-gaz". Après le départ de Charles de Gaulle et son remplacement par Pompidou en avril 1969, la voie est ouverte pour la filière à eau légère américaine. S'appuyant sur les entretiens relatés par Simonnot⁴⁷⁷ à propos de la Commission Péon, Pringle et Spigelman donnent une vision assez noire des hommes du CEA et d'Horowitz en particulier, "qui fait montre, dans le choix du réacteur français, de "terrorisme intellectuel", décrétant que certains mots tabous sont un affront au patriotisme français. Ainsi le terme "eau légère" est-il interdit; on désigne le réacteur américain par l'expression "réacteur étranger expérimental."⁴⁷⁸

Critiquant l'option nucléaire prise par EDF, Louis Puiseux, économiste et ancien d'EDF dénonce la prise du pouvoir par la technocratie qui résulte de ce choix. Il résume les enjeux sous-jacents dans cette bataille des filières où EDF et CEA ont deux visions différentes de leur rôle au service de la grandeur de la France : "(...) EDF et le CEA ne fonctionnent pas tout à fait selon la même échelle de valeur implicite. Le CEA se considère comme le bras séculier de la puissance française, parle au nom des intérêts supérieurs de la nation, subordonne résolument le critère de compétitivité économique à celui d'indépendance (...) - alors qu'EDF identifie sa mission de service public avec la minimisation du coût du kWh, arme de la compétitivité de l'industrie française sur les marchés extérieurs. Deux philosophies qui partagent également le gouvernement : de Gaulle d'un côté avec le drapeau français et les trompettes de l'indépendance, la haute administration financière et industrielle de l'autre, avec son modernisme à l'Américaine, qui voit d'un assez mauvais œil l'activité du CEA, budgétivore et incontrôlable. Le conflit CEA-EDF qui conduira en 1969, peu après le retrait du général de Gaulle, à l'abandon de fait de la filière française UNGG au profit de la filière américaine LWR, ne sera que le lieu d'expression de ces deux tendances sous-jacentes. Au cours de cette période 1965-1970, la baisse du prix du pétrole brut contribuera à retarder les décisions : le Vè Plan français avait prévu l'engagement d'un à deux réacteurs nucléaires chaque année. EDF invoque le

⁴⁷⁶ Pringle, P., Spigelman, J., Les barons de l'atome, Editions du Seuil, Paris, 1982, p. 234.

⁴⁷⁷ Simonnot, Philippe, Les Nucléocrates, Presses Universitaires de Grenoble, 1978.

⁴⁷⁸ Pringle et Spigelman, op. cit., p. 235.

bas prix du kWh thermique classique d'origine pétrolière pour suspendre tout nouveau projet de 1967 à 1969.”⁴⁷⁹ Puiseux poursuit en citant la célèbre allocution de Marcel Boiteux⁴⁸⁰, directeur général de l'EDF, prononcée le 16 octobre 1969 lors de l'inauguration de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux, où il présente la centrale de la Loire comme la dernière, signifiant l'abandon de la filière UNGG au profit des réacteurs à eau : "Il nous faut reconnaître, déclare Boiteux, que la filière à eau légère n'est pas plus éprouvée que la filière graphite-gaz sur le plan de la fiabilité (...). Mais il y a actuellement dans le monde environ 80 000 MW en construction ou en commande dans les filières à eau légère, alors que dans la filière gaz-graphite il y en a 8 000 en service ou en commande. Vous voyez la disproportion... Continuer, en France, dans nos petites frontières, à poursuivre une technique à laquelle le monde ne s'intéresse pas, cela n'a plus de sens aujourd'hui. Le fait que le marché mondial soit maintenant nettement orienté vers la filière à eau légère fait que nos industriels ne pourront se placer dans le monde industriel que dans la mesure où ils ont eux-mêmes un acquis valable dans la filière à laquelle le monde s'intéresse.”⁴⁸¹ Le hasard veut que le lendemain de son allocution, la centrale de Saint-Laurent des Eaux subisse un accident sérieux suite à une fausse manœuvre, entraînant la fusion des éléments combustibles de l'un des canaux du réacteur. Ce second incident sur une centrale UNGG, après celui subi par la centrale EDF3 en 1966, pèse sans nul doute sur la décision des Pouvoirs publics de s'orienter vers la filière à eau légère.⁴⁸²

⁴⁷⁹ Puiseux, Louis, *La babel nucléaire*, éditions Galilée, Paris, 1977, p. 116.

⁴⁸⁰ Né à Niort en mai 1922, Marcel Boiteux, normalien, obtient l'agrégation de mathématiques au printemps 1946. Il est admis au CNRS sous la houlette du professeur Darmois, éminent statisticien, où il fait ses premiers pas d'économètre. Il devient l'assistant de Maurice Allais, futur prix Nobel d'économie, à l'Ecole des Mines de Paris. Il participe à la réforme de la tarification de la SNCF. Il démissionne du CNRS pour entrer le 1^{er} avril 1949 à EDF, établissement pour lequel il portait un grand intérêt par le biais des tarifs. Ses travaux économiques le font remarquer par Pierre Massé, alors directeur général adjoint d'EDF. EN 1958, il est nommé Directeur chargé du service des études économiques générales d'EDF. Il met au point la tarification de l'électricité au coût marginal. Nommé le 1^{er} janvier 1967 directeur général, il sera président d'EDF de 1979 à 1987.

⁴⁸¹ Puiseux, Louis, *op. cit.*, p. 116.

⁴⁸² A propos de l'accident de Saint-Laurent, Gabrielle Hecht relate en détail l'intervention dans le réacteur et en particulier l'état d'esprit du personnel de la centrale qui mit toute son énergie à remettre en marche sa machine, considérée comme le fleuron des réacteurs nucléaires français avec ses 450 MW, l'un des plus puissants au monde. Leur volonté de remettre sur pied était d'autant plus grande que l'accident semblait confirmer la justesse de l'abandon de la filière UNGG annoncé par Boiteux. Hecht, Gabrielle, *op. cit.*, pp. 309-318.

L'accident de Saint-Laurent-des-Eaux 1 du 17 octobre 1969.

A la suite d'une erreur sur le programme automatique principal de manutention (DPM) dont la fonction est de charger et décharger les éléments combustibles, des éléments de graphite sont disposés dans la machine au lieu d'éléments combustibles. Il se trouve que le dernier des cinq éléments de graphite est percé d'un trou de diamètre 20 mm contre 70 pour les autres. Alors qu'on charge le cinquième élément, le 17 octobre, celui-ci dépasse de sa position du fait de la plus grande poussée de CO₂ provoquée par le trou de plus faible section. Croyant à une défaillance de l'automatisme, les opérateurs poursuivent manuellement l'opération. Quelques minutes plus tard, la détection de rupture de gaine généralisée provoque l'arrêt du réacteur. Le faible diamètre de perçage du dernier rondin a empêché un refroidissement suffisant du canal dans lequel l'élément était situé et a conduit à la fusion partielle du magnésium des gaines et de l'uranium. Les dégâts sont considérables : outre la fusion des éléments combustibles du canal endommagé, plus de 30 kilos d'uranium ont fondu, des débris contaminés sont présents sur l'aire supportant le cœur du réacteur, les échangeurs étant également contaminés. Les opérations de décontamination seront très délicates à cause de la forte radioactivité régnant en certaines parties du réacteur. Des ensembles de télémanipulation seront mis spécialement au point pour l'intervention, préparée sur maquettes. Le réacteur sera remis en service un an plus tard, le 16 octobre 1970.

Par ailleurs, si le choix des producteurs d'électricité du monde entier s'est tourné vers les réacteurs à eau légère américains, Bupp et Derian⁴⁸³ démontrent très clairement comment Général Electric et Westinghouse, les deux géants américains, ont pu "intoxiquer" le marché en lançant des offres clés en mains à des prix de dumping. Ces propositions déclenchèrent un engouement généralisé pour ce type de réacteurs, laissant croire que leur compétitivité économique était déjà acquise alors qu'il s'agissait de prototypes. Mais aucune compagnie ne souhaitait rester en dehors du coup et chacun a tenu à sauter dans le train en marche qu'illustre l'expression devenue classique, le «great bandwagon market». En conséquence, les filières nationales pouvaient difficilement rivaliser à l'exportation en persévérant dans une voie limitée, qui aurait fermé à leur industrie les voies de l'exportation.

Mais les arguments, notamment économiques, qui l'ont finalement emporté ne se sont pas avérés par la suite être les plus justes, comme par exemple le prix de la thermie fioul très basse en 1967 qui justifiait avant 1970 la limitation du recours au nucléaire. Insistant sur la justesse des analyses de leur ancien patron ou collègue, des responsables du CEA⁴⁸⁴ s'appuient sur le rapport d'Horowitz publié le 1er février 1967, intitulé "Examen des filières électronucléaires dans le contexte français actuel", pour expliquer les préoccupations et les arguments qui amenaient Horowitz à justifier le recours aux centrales UNGG pour le programme nucléaire français. Ils montrent qu'Horowitz, malgré les arguments qu'il développait en faveur de la filière française, portait un jugement positif sur les centrales à eau ordinaire, se disant "impressionné par la standardisation, la concentration et la rigueur industrielle qui présidaient à la réalisation du

⁴⁸³ Bupp, Irvin C., Derian, Jean-Claude, Light Water. How the Nuclear Dream Dissolved, Basic Books, New York, 1978.

⁴⁸⁴ "Hommage à Jules Horowitz", CEA, 1996. Allocutions de Pierre Tanguy et de Georges Vendryes.

programme américain.”⁴⁸⁵ Leur témoignage relativise quelque peu la vision d’homme borné et malhonnête intellectuellement donnée par certains auteurs, le décrivant comme n’hésitant pas à utiliser tous les moyens pour faire prévaloir ses arguments auprès des autorités politiques. D’ailleurs, comme le confirme Marcel Boiteux, les lignes de front pouvaient également traverser les deux organismes : «il y avait autant de partisans convaincus de la filière graphite-gaz à l’EDF que de partisans de la filière à l’eau légère au CEA»⁴⁸⁶, dès lors que le CEA a su enrichir l’uranium grâce à son usine de Pierrelatte.

Mais, comme tout ce qui concerne l’énergie nucléaire, il est très difficile d’isoler une cause unique, un déterminant exclusif aux choix qui sont effectués, tant le nombre de paramètres, le nombre d’acteurs est important et les différents aspects de ces choix inextricablement liés, comme le souligne Michel Damian : «Tout au long du processus initié en 1945, les éléments politiques et économiques furent inextricablement liés. L’énergie nucléaire, qui était le point de rencontre pour un grand nombre de sujets entremêlés, fonctionna à tous les niveaux et en même temps : la guerre et les relations de pouvoir, aussi bien que la production d’énergie et d’équilibre des forces. En ne considérant que le prestige national ou le mythe de la promesse nucléaire, on s’aperçoit que les motivations en ce sens se sont amoncelées et ont changé d’une période à l’autre.»⁴⁸⁷ Avec l’énergie nucléaire on rentre en effet dans un âge nouveau de l’histoire de la science et de la société, poursuit Damian : «Pourquoi, alors est-il si difficile de fournir une explication pour l’invention et le développement de l’atome pacifique ? Probablement parce qu’il est impossible de distinguer les différentes facettes de l’énergie nucléaire : source de destruction, de prestige et de puissance, de peur, d’énergie et de profits. ‘La science a dépassé l’âge de l’indépendance vis-à-vis de la société’, déclara J. von Neumann, le 31 janvier 1946 devant le Comité Spécial de l’Energie Atomique. Avec l’énergie nucléaire, tout est imbriqué. L’énergie nucléaire unifia la science, l’économie et le futur de la race humaine bien avant la menace de l’effet de serre.»⁴⁸⁸

Après plusieurs années de «guérilla», le «déchaînement des passions» une fois endigué, une «paix constructive»⁴⁸⁹ sera établie entre Marcel Boiteux d’EDF et Robert

⁴⁸⁵ Pierre Tanguy, in “Hommage à Jules Horowitz”, CEA, 1996, p. 30.

⁴⁸⁶ Marcel Boiteux, Haute Tension, Odile Jacob, Paris, 1993, p. 145.

⁴⁸⁷ Michel Damian, “Nuclear Power, The ambiguous lessons of history”, Energy Policy, July 1992, pp. 596-607, p. 598. L’original anglais est le suivant : “Throughout the process that was initiated in 1945, political and economic elements were inextricably linked. Nuclear power, which was the meeting place for a large number of interrelated issues, functioned on all levels at the same time: war and relations of power, as well as energy production and the economic balance of forces. If we take only national prestige or the mythology of the nuclear promise, then we see that motivations in this respect accumulated and changed from one period to another.»

⁴⁸⁸ Ibid., p. 599. «Why, then, is it so difficult to provide an explanation for the invention and development of the peaceful atom ? Probably because it is impossible to distinguish between the various facets of nuclear power : it is a source of destruction, of prestige and power, of fear, of energy and profits. ‘Science has outgrown the age of independence from society’, said J. von Neumann, on 31 January 1946 before the Special Committee on Atomic Energy. With nuclear power everything is tied together. Nuclear power united science and economics and the future of the human race well before the threat of the greenhouse effect.»

Hirsh⁴⁹⁰ côté CEA. Le nouveau Premier ministre Georges Pompidou arbitra finalement en faveur de la filière à eau légère, sous licence américaine. C'est ce choix du pouvoir politique qui sera dévoilé par Marcel Boiteux lors de l'inauguration de la centrale de Saint-Laurent en octobre 1969. Dernier avatar de cette période mouvementée, la centrale de Fessenheim, qui suivant une décision prise lors d'un conseil interministériel de décembre 1967 devait être construite dans la filière UNGG, sera finalement construite du type «eau légère».

8.2. La réorganisation du CEA, 1969-1972. La création du Département de Sûreté Nucléaire

8.2.1. La réorganisation du CEA : André Giraud Administrateur Général

En juin 1969, conformément à la volonté de Pompidou, le CEA passe sous la même tutelle qu'EDF, celle du Ministère du développement industriel et scientifique dont François-Xavier Ortoli prend le portefeuille. A l'origine en 1945, l'Administrateur Général du CEA portait le titre de «Délégué du Gouvernement», c'est-à-dire que ses directives provenaient directement du Chef de l'Etat qui était à l'époque Président du Gouvernement Provisoire, puis Président du Conseil, puis Premier ministre. Le chef du gouvernement confia rapidement la tutelle du CEA à un secrétaire d'Etat ou à un ministre Délégué. Avant la réforme de 1969, le CEA dépendait ainsi du Ministre Délégué auprès du Premier ministre, chargé de la recherche scientifique et des questions atomiques et spatiales. En 1969, le ministre de tutelle du CEA cesse de porter le titre de Ministre Délégué auprès du premier ministre pour devenir un ministre comme les autres. Robert Hirsh, envoyé à la Présidence de Gaz de France, est remplacé au poste d'Administrateur Général par André Giraud.

Polytechnicien du Corps des Mines, André Giraud⁴⁹¹ a débuté dans le domaine

⁴⁸⁹ Selon les termes employés par Marcel Boiteux dans le chapitre «La bataille des filières nucléaires» consacré au conflit avec le CEA. Marcel Boiteux, op. cit., pp. 138-149.

⁴⁹⁰ Né en novembre 1912, Robert Hirsh est polytechnicien, Officier de l'armée de l'air (1934). Nommé Directeur du matériel, du logement et des transports de la Sûreté Nationale (1944), il occupe des postes de préfet dans différents départements jusqu'en 1959. Il occupe la fonction d'inspecteur général de l'administration jusqu'en 1963 où il est nommé Administrateur Général Délégué du gouvernement près le CEA (1963-1970) à la suite de Pierre Couture. Dans le même temps, il est administrateur d'EDF de 1963 à 1970 et du CNES de 1968-1970.

⁴⁹¹ Né en 1925 à Bordeaux, André Giraud intègre l'Ecole polytechnique en 1944. Il en sort major, puis passe par l'Ecole des mines de Paris et l'Ecole nationale supérieure du pétrole et des moteurs. Entré en 1949 au ministère de l'industrie, la première partie de sa carrière se déroule dans le domaine pétrolier, à l'Institut Français du Pétrole puis à la Direction des Carburants. Après un passage en 1969 comme chef de cabinet d'Olivier Guichard nommé à l'Education nationale, il est nommé Administrateur Général du CEA en octobre 1970. Ses bonnes relations avec Marcel Boiteux faciliteront grandement l'arrêt de la bataille des filières entre les deux organismes. Il sera nommé ministre de l'industrie en 1978, année du second choc pétrolier. Ecarté par l'arrivée de la gauche au pouvoir en 1981, il retrouve un poste de ministre de la Défense de 1986 à 1988. André Giraud décède en 1997.

pétrolier. Il est considéré comme l'un des artisans du succès du programme nucléaire français.

Résumant la situation du Commissariat lors de son arrivée à la tête du CEA en 1970, André Giraud témoigne du climat de champ de bataille : "la capacité thermonucléaire avait été acquise en 1968, la première centrale française à uranium enrichi venait d'être commandée quelques jours avant ma nomination. Le CEA avait-il achevé son parcours utile et devait-il désormais, tant bien que mal, organiser sa récession et disparaître ? Beaucoup le croyaient, à l'EDF, dans l'industrie et dans beaucoup d'administrations de l'Etat. La presse le publiait. Les tutelles s'enhardissaient. Elles avaient obtenu un décret statutaire plus restrictif pour l'établissement et une minable satisfaction : l'administrateur général restait bien "délégué", mais ne l'était plus "du gouvernement"..."⁴⁹² Afin d'éviter les conflits entre les deux organismes, une commission dite "Cristofini" du nom de son président est chargée par le gouvernement de réviser l'ordonnance du 19 octobre 1945 qui avait institué le CEA. La réorganisation du CEA est officialisée par la promulgation d'un décret du 29 septembre 1970 qui abroge l'alinéa de l'article premier de l'ordonnance de 1945 qui précisait que "le CEA réalise à l'échelle industrielle les dispositifs générateurs d'énergie d'origine nucléaire." Mais le CEA conserve ses prérogatives en matière de sûreté, comme le précise son article deuxième : "Le Commissariat à l'Energie Atomique exerce, en vue de l'utilisation de l'énergie nucléaire dans les domaines de la science, de l'industrie et de la défense, conformément aux directives du Gouvernement précisées par un comité de l'énergie atomique, les missions suivantes. Il poursuit les recherches scientifiques et techniques nécessaires; Il propose les mesures propres à assurer la protection des personnes et des biens contre les effets de l'énergie atomique et contribue à leur mise en œuvre."⁴⁹³

André Giraud réorganise le CEA en séparant nettement les aspects scientifiques des aspects techniques pour permettre "le passage à l'industrie des activités du CEA devenues rentables".⁴⁹⁴ Giraud va ainsi se consacrer à la mise au point de ce qu'on appelle "le cycle du combustible", confié en 1976 à la Compagnie Générale des Matières Nucléaires (COGEMA), filiale du CEA, qui extrait, fabrique et traite le combustible nucléaire. Estimant que le CEA n'a pas à faire le métier d'EDF, Giraud explique en 1985 comment il avait conçu le développement des relations du CEA avec l'EDF en matière de centrale : "Du côté civil il était clair qu'aucune politique nucléaire ne pouvait réussir si l'EDF et le CEA ne s'entendaient pas et le rétablissement de cette entente... devint un objectif prioritaire."⁴⁹⁵ La collaboration avec EDF avait déjà été entamée par le prédécesseur de Giraud, Robert Hirsh qui avait signé en mars 1968 avec Marcel Boiteux un protocole CEA-EDF, permettant notamment l'échange d'agents entre les deux organismes. Mais ces échanges resteront en fait limités à de hauts cadres.

⁴⁹² Témoignage d'André Giraud, *Energie Nucléaire* magazine, N°12, septembre-octobre 1985, p. 13.

⁴⁹³ Décret n°70-878 du 29 septembre 1970 (J.O. du 1-10-70, p. 9116)

⁴⁹⁴ Bourgeois, Jean, "La sûreté nucléaire", in *L'aventure de l'atome*, P.-M. de la Gorce (ed.), tome 2, Flammarion, 1992, p. 286.

⁴⁹⁵ Témoignage d'André Giraud, *Ibid.*, p. 13.

La réorganisation va souvent être vécue de façon brutale par les personnels du CEA, cadres compris, comme l'indique un témoin : *«Giraud est arrivé en 70 et a dit : «Ce CEA, il y a des cloisonnements, des féodalités, on ne peut pas diriger». Il y avait eu le rapport Cristofini qui avait eu lieu un an avant. «Le CEA est ingérable, on nous dit cela, il n'y a qu'à bouger les gens ! « Il fallait bouger les gens avec l'idée que de nouveaux liens s'établiraient, avec de nouvelles personnes et que les anciens liens permettraient aux gens de coopérer entre les différentes structures. Donc le monsieur qui était à Grenoble on l'envoyait à Paris, celui de Paris on l'envoyait à Cadarache et ainsi de suite. Volontairement. Et même parfois arbitrairement. Alors Horowitz, qui était le grand homme des piles, à cause des problèmes avec EDF, on l'a envoyé dans la physique fondamentale ! Horowitz, ça lui a fait un choc, bon.»*⁴⁹⁶

Les années 1970-1971 marquent effectivement la réorganisation des structures internes du CEA, mais le Commissariat ne sera pas démembré comme l'hypothèse avait été un moment envisagée. Le Conseil interministériel du 13 novembre 1969, outre l'annonce de l'abandon de l'UNGG, décide de réorganiser les missions du CEA, et notamment de diminuer ses effectifs de près de 2600 par an, ce qui suscite des grèves parmi le personnel du CEA. Après l'annonce du rejet du graphite-gaz, les cinq principales organisations syndicales du CEA se rassemblent pour dénoncer les licenciements, l'introduction des réacteurs à eau légère, l'abandon de leurs compétences techniques et l'incohérence de la politique de recherche nucléaire. Le 10 octobre 1969, 800 employés manifestent à Marcoule. La déclaration de Boiteux à Saint-Laurent entraîne de nouvelles grèves au CEA : cinq employés entament une grève de la faim contre l'abandon du graphite-gaz mais aussi pour de meilleures relations entre les employés et leur hiérarchie, contre les licenciements. Les grèves vont aller en s'intensifiant. A la mi-novembre, entre 4000 et 6000 manifestants marchent place des Invalides.⁴⁹⁷

La réorganisation aboutit à répartir les tâches du CEA en sept grandes missions (matières premières, applications militaires, recherche fondamentale, protection et sûreté nucléaire, applications industrielles nucléaires, coopération industrielle non nucléaire, programmes d'intérêt général), chacune d'entre elles étant placée sous la responsabilité d'un Délégué. A côté de ces sept «missions», le CEA comprend désormais des services centraux administratifs et des services centraux techniques, des unités opérationnelles au nombre de 18, et des centres d'études nucléaires.⁴⁹⁸

8.2.2. La mission «Protection et sûreté nucléaires»

La mission «Protection et sûreté nucléaires» est confiée le 4 décembre 1970 à André Gauvenet⁴⁹⁹, ancien chef de cabinet de Francis Perrin. Le rôle principal du délégué est de définir les programmes et les budgets nécessaires à sa mission et de coordonner les études à effectuer. En dehors des études, il doit également assurer la prévention en

⁴⁹⁶ Entretien d'un ancien du CEA avec l'auteur.

⁴⁹⁷ Cf. Hecht, Gabrielle, op. cit., p. 296.

⁴⁹⁸ Voir dans les annexes l'organigramme du CEA pour 1972.

matière de sécurité et de protection, la préparation de l'intervention en cas d'accident et la coordination des unités opérationnelles concernées. André Gauvenet insiste sur le fait que son rôle n'est pas seulement scientifique et technique, mais aussi réglementaire et administratif. Après la constitution du Groupe CEA en 1972, Gauvenet est nommé Délégué Central Sécurité ; la protection physique des matières nucléaires et des installations lui est transférée. D'un point de vue administratif, ce sont les directeurs des centres ou établissements du CEA et au plus haut niveau l'Administrateur Général qui sont responsables de la sécurité. Dans la pratique, l'Administrateur Général délègue cette fonction au Haut-commissaire de manière à sauvegarder l'indépendance du responsable de la sécurité. Le Délégué central coordonne les diverses unités de centres et veille à l'unité d'interprétation et d'application des règles internes au CEA.

8.2.3. Jean Bourgeois et la création du Département de Sûreté Nucléaire

En même temps que cette mission est créée une unité opérationnelle, le Département de Sûreté Nucléaire (DSN). A partir de 1970, la sûreté nucléaire prend donc corps. Le Département de Sûreté Nucléaire regroupe les moyens d'expertise en matière de sûreté qui s'étoffent progressivement. Le DSN sera pendant de nombreuses années LA référence en matière de sûreté nucléaire en France. Le DSN est l'œuvre de Jean Bourgeois. On raconte que Bourgeois se serait arrangé pour faire peur à Giraud en lui montrant l'importance de sa responsabilité en matière de sécurité en cas d'accident sur les installations nucléaires du CEA, afin que celui-ci le charge d'une unité opérationnelle consacrée à la sûreté.

Cependant, les organigrammes des rapports d'activité du CEA des années 70-71 traduisent le flou des structures : ainsi, Bourgeois est nommé Directeur (sans direction) mais chargé de la Commission de sûreté des Piles, le Département de Sûreté Nucléaire lui est rattaché personnellement. Si les organigrammes sont peu clairs, une chose ne souffre aucun doute : Jean Bourgeois est le patron de la sûreté nucléaire au CEA, et donc en France. Bourgeois choisit Pierre Tanguy pour prendre la tête du DSN. François Cogné est nommé adjoint au chef du Département.⁵⁰⁰ La cheville ouvrière de la sûreté nucléaire

⁴⁹⁹ Né en 1920, André Gauvenet a démarré son parcours professionnel par les trois ans d'Ecole Normale d'instituteur à Dijon. Il s'est ensuite présenté au concours de l'Ecole normale supérieure de Saint Cloud, en physique. Reçu en 1940, il y passe deux ans puis poursuit comme enseignant et chercheur au laboratoire d'électronique de l'ENS de Saint-Cloud de 1948 à 1954. Conseillé par un de ses professeurs, le professeur Rocard, M. Gauvenet va suivre des cours d'ingénieur pour s'orienter vers l'énergie atomique. De 1954 à 1956 il est Attaché scientifique à l'ambassade de France aux Etats-Unis. Il rentre au CEA en 1956, en tant qu'ingénieur. D'abord membre du Cabinet du Haut-commissaire Francis Perrin, il en devient le chef en 1963. Ses activités évoluent rapidement vers les problèmes de rayonnements et de sécurité aussi bien dans le domaine civil que celui des armes et des essais nucléaires. Il contribue ainsi à mettre sur pied les organismes spécialisés sur ces questions au CEA, comme Directeur de la Protection et de la Sûreté Radiologique (1965), puis Délégué à la Mission Protection et Sûreté Nucléaire (1970), puis Directeur Central de la Protection et de la Sûreté du CEA jusqu'en 1982. Il termine sa carrière comme Inspecteur Général pour la Sûreté et la Sécurité Nucléaire à EDF (1982-1984).

⁵⁰⁰ En fait, François Cogné a assuré l'intérim pendant un an à la tête du DSN, avant l'arrivée de Pierre Tanguy, dont le niveau hiérarchique au sein du CEA était plus élevé.

en France jusque-là, François de Vathaire, ne figure plus sur les organigrammes : il a en effet quitté le CEA en 1970, ne croyant plus en l'avenir du nucléaire en France ⁵⁰¹.

8.2.3.1. Pierre Tanguy

Pierre Tanguy, chef du DSN à partir de 1971, était jusque-là assistant du Directeur des Piles Atomiques, responsable des projets de la filière graphite-gaz au CEA. Pierre Tanguy devient en quelque sorte le N°2 historique de la sûreté nucléaire en France. Il succédera à Jean Bourgeois lorsque ce dernier partira à la retraite en 1978.



Pierre Tanguy, Cliché CEA

Pierre Tanguy est ancien Elève de l'Ecole Polytechnique (X 1948). A la sortie de Polytechnique, il effectue grâce à une bourse une année de stage au Massachusetts Institute of Technology (MIT). C'est là qu'il entend pour la première fois parler du nucléaire dans ses applications civiles pratiques, mais, en tant qu'étudiant étranger, il ne peut s'inscrire au stage dans ce domaine réservé aux étudiants américains. De retour en France, il fait deux ans d'école d'application à l'Ecole des ingénieurs de l'aéronautique à Paris. En 1954, la Direction Technique de l'Aéronautique l'envoie pour son premier poste en stage au Commissariat à l'Energie Atomique, pour étudier les applications possibles du nucléaire à la propulsion aérienne. Spécialisé en tant qu'ingénieur de l'Air dans la partie machine (compresseurs, turbines, aérodynamique), sa connaissance de la thermodynamique des gaz lui sera fort utile par la suite au CEA pour étudier les réacteurs nucléaires refroidis au gaz.

⁵⁰¹ La position de François de Vathaire n'était pas marginale à l'époque, car beaucoup pensaient que l'avenir du nucléaire était plus qu'incertain étant donné le faible prix du pétrole entre 1967 et 1970.

Au milieu des années cinquante, un vaste champ d'applications autres que l'électricité était envisagé pour l'énergie atomique, par les Etats-Unis en particulier, leaders incontestés dans le domaine. La première application était la conception d'avions qui pourraient voler très longtemps sans avoir à renouveler leur combustible. Mais ces appareils s'avèrèrent trop lourds à cause des protections contre les rayonnements. Par contre, une application de l'énergie atomique connaîtra un véritable succès dans tous les pays : les sous-marins. Une autre application possible était la propulsion des fusées pour des voyages interplanétaires, car là-aussi cette source d'énergie extrêmement concentrée pouvait éviter d'emporter les énormes poids d'hydrogène et d'oxygène dans l'espace, ce qui permettait d'envisager des voyages non plus simplement autour de la terre ou sur la lune. Dans le cas français, ces espoirs seront assez rapidement déçus.

Pierre Tanguy, envoyé au CEA pour se former dans les centrales électronucléaires, acquiert alors une spécialisation de physicien des réacteurs. Il travaille d'abord comme ingénieur au sein du Service de Physique Mathématique d'Horowitz dont l'activité concerne le cœur-même de la réaction nucléaire. Il trouvera ce domaine tellement passionnant, que rentré au CEA pour un an, il y restera trente ans ! A partir de là il suit un profil de carrière qu'il qualifie d'"assez normal" : ingénieur spécialiste du réacteur (1954), puis chef de projet pour tous les projets de réacteurs de la filière française (1959), assistant du Directeur des Piles Atomiques (1964), il coordonne le projet international pour la centrale de Vendellos. Il se tourne vers la sûreté après l'abandon de la filière française : "En 1970, on a abandonné ce type de filière, donc les recherches se sont arrêtées, on est passé aux centrales à eau ordinaire, et j'ai changé de veste, si je puis dire, et je suis passé dans les aspects sécurité."⁵⁰² Jusque-là ingénieur dans le domaine du développement des réacteurs, il relate en ces termes son expérience antérieure en matière de sûreté : "je faisais de la sûreté comme Monsieur Jourdain faisait de la prose, c'est-à-dire : quand on était responsable des études de cœur, la majorité de nos études étaient orientées «que risque-t-il de se passer ?» Donc on étudiait les cas accidentels, la cinétique etc. On faisait même des manip dans lesquelles on vérifiait que le modèle de calcul était bon. Mais ça n'était pas ma préoccupation exclusive."

C'est en particulier la personnalité de Jean Bourgeois qui le fait opter pour la sûreté lors de la réorganisation du CEA. En tant qu'assistant au Directeur des Piles Atomiques, il avait pu apprécier les qualités humaines de Bourgeois, alors chef du DEP. Mais d'autres motivations l'ont également conduit vers la sûreté : "C'est un homme [Bourgeois] qui avait une très grosse réputation internationale, il a été le premier président du CREST⁵⁰³, le Comité des techniques de sûreté des réacteurs, qui est devenu ensuite CSIN. Parce que la coopération internationale, c'est un truc en fait qui m'a beaucoup intéressé, c'est pour

⁵⁰² Entretien avec Pierre Tanguy.

⁵⁰³ Le CREST, Comité sur la technologie de sûreté des réacteurs (Committee on Reactor Safety Technology) est l'un des comités techniques de l'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN) de l'Organisation pour la Coopération et le Développement Economique (OCDE). Fondé en 1965, il regroupe 21 experts de sûreté nommés par les pays membres de l'OCDE et d'Euratom. Son premier président est le Britannique Farmer, le Français Vathaire assure le secrétariat (1965-1969). Le principal but du CREST est d'améliorer la coopération internationale sur les aspects principaux de recherche en matière de sûreté des réacteurs nucléaires. Le CREST se transforme ensuite en Comité sur la Sûreté des Installations Nucléaires (CSNI).

cela que je suis venu chez Bourgeois; je parlais bien l'Anglais à cause de mon passage un an aux Etats-Unis, j'avais des rapports fréquents avec des Anglais qui travaillaient sur des techniques proches des nôtres et puis j'avais fait un premier voyage aux Etats-Unis, et là cela me donnait l'occasion, puisqu'on avait travaillé sur la sûreté des réacteurs à eau ordinaire, les techniques américaines, d'avoir des relations avec les Américains. Et l'un de mes premiers voyages, avec Bourgeois d'ailleurs, a été pour prendre contact avec nos homologues et cela a été extrêmement [insistance sur ce dernier mot] riche. Je suis arrivé à une bonne époque, qui était celle où les Américains étaient convaincus que pour la sûreté il fallait s'ouvrir; qu'il n'y avait pas de secret commercial qui jouait, que c'était trop important; nous, c'était la carte qu'on voulait jouer, parce qu'on avait beaucoup plus à apprendre d'eux qu'eux de nous, mais on était prêt à leur dire tout ce qu'on faisait, et ça a très bien marché.”⁵⁰⁴

8.2.3.2. François Cogné

L'adjoint de Tanguy au Département de Sûreté Nucléaire n'est pas non plus un nouveau venu dans le domaine des réacteurs. François Cogné, N°3 historique de la sûreté nucléaire en France, est ingénieur de l'Ecole Nationale Supérieure de Mécanique de Nantes, aujourd'hui Ecole Centrale de Nantes, et licencié en sciences. Après avoir fait trois ans d'Algérie, il rentre au Service de Physique Mathématique du CEA, “le saint des saints du CEA”, sous la direction d'Horowitz.



François Cogné, Cliché CEA.

Il participe à la physique des réacteurs et plus particulièrement des réacteurs à graphite. Dirigeant les premières expériences critiques dans ce domaine sur un petit réacteur à Marcoule, il s'occupe d'études de neutronique et de la modélisation

⁵⁰⁴ Entretien avec Pierre Tanguy.

correspondante sur les différents réacteurs à graphite qui sont développés dans les années soixante, ainsi que des études sur le recyclage du plutonium dans les réacteurs thermiques. Il se consacre à cela pendant plus dix ans, avant d'être chef de projet côté CEA pour les grands projets, notamment Saint-Laurent et Bugey1.

En 1970, François Cogné assure pendant quatre mois l'intérim à la tête du Groupe Technique de Sûreté des Piles après le départ de François de Vathaire et avant la création du Département de Sûreté Nucléaire. Pour François Cogné également, le passage côté sûreté représente un virage par rapport à ses activités passées : "C'est fin 71 que j'ai viré vers la sûreté nucléaire, au moment où l'administrateur général du CEA, Monsieur Giraud, a créé un Département de Sûreté Nucléaire, qui déjà rassemblait un certain nombre d'éléments. J'ai été l'adjoint au Chef du Département de Sûreté Nucléaire, juste au moment où l'on a commencé à préparer le grand programme nucléaire dans les années 71-73."⁵⁰⁵ La question de savoir quels ont été les motifs qui l'ont amené à s'intéresser à la sûreté est jugée "difficile". Par goût personnel ? "Non, par goût je n'avais aucune envie de la sûreté. Pour moi les gens de la sûreté étaient des empêcheurs de tourner en rond; j'étais un projeteur, j'étais un développeur de l'énergie nucléaire, vraiment, je n'appréciais pas tellement les gens de la sûreté qui nous empêchaient de travailler. Mais comme m'a dit mon patron de l'époque, c'est avec les anciens voleurs qu'on fait les meilleurs gendarmes. Donc, bon, j'ai accepté quand il me l'a proposé, ça m'a paru une évolution... et j'y ai pris tout de suite de grosses responsabilités."⁵⁰⁶ Par contre, il n'y a aucun doute à ses yeux sur les qualités requises chez les hommes de la sûreté, dont les courtes biographies précédentes témoignent qu'avec Tanguy il les possède effectivement, et en tout premier lieu, la compétence : "Je crois que ce qui est important en matière de sûreté, c'est que les gens qui font de la sûreté sont des gens qui connaissent. Il faut que ce soient vraiment des gens qui aient participé, qui aient fait, qui aient démarré des centrales - j'ai démarré, j'ai participé et dirigé des essais physiques sur de nombreux réacteurs - il faut avoir fait, avoir manipulé, avoir fait de la physique, il faut connaître les installations, connaître la technique pour pouvoir dire quelque chose en matière de sûreté. La sûreté c'est de la technique. C'est d'abord et avant tout de la technique. Donc la connaissance de toute la technologie des installations."⁵⁰⁷

Avec Jean Bourgeois, ce sont ces hommes qui vont incarner l'expertise de la sûreté nucléaire en France pendant plusieurs décennies.

En 1972, la réorganisation du CEA est accomplie : la "Mission Protection et Sûreté Nucléaire" est clairement identifiée, elle dispose d'un budget de 115 millions de francs répartis entre différents objectifs : Protection de l'homme et du milieu naturel, Protection et sûreté des réacteurs, Protection et sûreté des usines et des mines, Protection et sûreté des transports, Etudes de criticité, Etudes générales de sûreté et traitement des déchets, Commission interministérielle des radioéléments.

⁵⁰⁵ Entretien avec François Cogné.

⁵⁰⁶ Ibid.

⁵⁰⁷ Ibid.

Au sein du Département de sûreté nucléaire, Jean Bourgeois est Directeur chargé de la Commission de Sûreté des Piles. La Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) poursuit en effet ses activités jusqu'en février 1972, date à laquelle elle est remplacée par une Commission Centrale de Sûreté des Installations Atomiques (CCSIA), présidée par le Haut-Commissaire. Elle dispose de quatre Commissions spécialisées : Sûreté des Piles, Sûreté des Laboratoires et Usines, Sûreté des Transports et Sûreté Criticité.⁵⁰⁸ Mais ce n'est plus à partir de là qu'une organisation interne au Commissariat, car le pouvoir administratif en matière de sûreté passe entre d'autres mains.

8.3. Les Groupes Permanents : la formalisation du processus d'expertise

La réorganisation du CEA aboutit au transfert à l'administration des pouvoirs réglementaires en matière d'énergie nucléaire. Ce transfert était souhaité par l'administrateur général qui entendait, explique Bourgeois, "se décharger des responsabilités administratives de sûreté qui devaient relever du ministère de l'Industrie. Cette dernière opération, assez délicate se termina en mars 1973 avec la parution d'un décret qui créa le Service central de Sûreté des Installations nucléaires (SCSIN)."⁵⁰⁹

Etant donné les lacunes du décret de 1963, les groupes de sûreté du CEA avaient eu de fait la charge d'étudier la sûreté des piles extérieures au CEA et de proposer à la Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base (CIINB) les projets d'autorisation. A partir de 1967, avec la multiplication des installations EDF, avait été mis en place un groupe d'experts "ad hoc" pour la sûreté des réacteurs, dont les membres étaient désignés conjointement par le ministre de l'Industrie et le ministre délégué, chargé de la Recherche scientifique et des questions atomiques et spatiales. Ce groupe "ad hoc" était un groupe tripartite où étaient représentés le CEA, EDF et l'industrie. Un représentant d'EDF, témoignant de la perception par les cadres d'EDF de la nature de ce groupe, parle lui de "groupe ad hoc du CEA".⁵¹⁰ En tout état de cause, le groupe "ad hoc" devient "groupe permanent" par décision du ministre du développement industriel et scientifique le 15 mars 1972⁵¹¹.

⁵⁰⁸ Note IG N°60 du 8 février 1972, signée par Jacques Yvon, Haut-Commissaire, et André Giraud, Administrateur Général Délégué.

⁵⁰⁹ Bourgeois, Jean, "La sûreté nucléaire", in P.-M. de la Gorce (ed.), *L'aventure de l'atome*, tome 2, Flammarion, 1992, pp. 283-322, p. 296.

⁵¹⁰ Dürr, Michel, "Le tournant nucléaire d'Electricité de France" in: Henri Morsel (dir.), *Histoire de l'électricité en France*, tome III, Paris, Fayard, 1996, pp. 683-768, p. 768.

⁵¹¹ Décision relative à la création et au fonctionnement de groupes permanents chargés d'étudier les aspects techniques de la sûreté des installations nucléaires de base, signée du ministre du développement industriel et scientifique, François Ortoli, et pour ampliation, par le secrétaire général de l'énergie, J. Couture, le 15 mars 1972.

Trois groupes permanents sont créés auprès du Ministre du Développement Industriel et Scientifique (Direction de la Technologie, de l'Environnement Industriel et des Mines). Ils sont chargés d'étudier les problèmes techniques que posent en matière de sûreté la création, la mise en service, le fonctionnement et l'arrêt des installations nucléaires de base et de leurs annexes. Un premier groupe permanent est chargé des réacteurs nucléaires, un second groupe traite des problèmes relatifs aux accélérateurs de particules et un troisième est chargé de toutes les autres installations nucléaires de base.

L'article 2 de la décision ministérielle précise la composition du groupe permanent chargé des réacteurs (GPR) : celui-ci comprend, outre un président, cinq représentants du Ministère du Développement Industriel et Scientifique (un représentant du Secrétaire Général de l'Energie, deux représentants du Directeur du Gaz, de l'Electricité et du Charbon, deux représentants du Directeur de la Technologie, de l'Environnement Industriel et des Mines), quatre experts nommés sur proposition du Commissariat à l'Energie Atomique, et quatre experts nommés sur proposition d'Electricité de France. Cette composition traduit bien les rapports de force entre les deux agences sous la tutelle du ministère (EDF et CEA), comme ceux au sein du ministère lui-même entre DIGEC (Corps des Ponts et Chaussées) et DITEM (Corps des Mines), mais aussi la volonté de ce dernier de jouer son rôle d'arbitre. Mais on reste dans le cadre du ministère de l'industrie, seul représenté. Les membres des groupes permanents sont nommés par décision du Ministre pour une durée de cinq ans renouvelable. Les présidents des groupes permanents sont nommés, sur proposition du Directeur des Mines et après avis du Haut-Commissaire à l'Energie Atomique, par décision du Ministre du Développement Industriel et Scientifique pour une durée de cinq ans renouvelable (article 4). De fait, la tradition s'établit de confier la présidence du groupe permanent "réacteurs" au directeur de l'organisation de sûreté des réacteurs du CEA. Les présidents du Groupe Permanent Réacteurs seront successivement Jean Bourgeois (1972-1978), Pierre Tanguy (1978-1985) et François Cogné (1985-2001).

Les groupes permanents sont chargés de donner des avis et de faire des propositions au ministre sur les prescriptions techniques générales pour éviter les dangers ou les inconvénients pouvant résulter de la création ou du fonctionnement des installations nucléaires. Le processus d'examen est ainsi codifié de façon plus nette puisque les groupes permanents doivent également fournir des avis sur la sûreté de chaque installation nucléaire, éventuellement assortis de prescriptions techniques particulières, lors des différentes étapes de la vie de l'installation : lors de l'instruction de la demande d'autorisation, avant la mise en exploitation normale mais aussi après, lorsque le ministre est appelé à intervenir par les dispositions de la réglementation générale ou du décret d'autorisation de création (article 7).

C'est le Ministre du développement industriel (DITEM) qui saisit les présidents des groupes permanents (GP) des questions qui doivent faire l'objet d'un examen par les groupes. Les présidents des GP transmettent alors les dossiers correspondants au CEA pour étude et avis. Le CEA est le rapporteur de ces dossiers devant les groupes permanents et il charge l'un de ses experts de présenter ce rapport au Haut-Commissaire. Les présidents rendent compte au Ministre du Développement industriel des travaux effectués et des avis formulés par leurs groupes. Enfin, le Directeur de la Technologie, de

l'Environnement Industriel et des Mines est chargé d'assurer le bon fonctionnement des groupes permanents. Il est clairement affirmé qu'il doit, pour l'exercice de sa mission, s'appuyer "en tant que besoin sur le Commissariat à l'Energie Atomique." (article 10)

La présidence du premier groupe permanent "réacteurs" est confiée à Jean Bourgeois, nommé le 19 juillet 1972 par le ministre du Développement industriel et scientifique.

Au travers de ces réorganisations, le CEA perd le rôle d'autorité qui avait été dévolu à la Commission de Sûreté des Installations Atomiques depuis le début de l'année 1960, au profit de l'administration. Mais il est conforté dans son rôle d'expert technique.

8.4. Les Pouvoirs Publics : La création du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN)

8.4.1. Les motifs de la création du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires

Un décret en date du 13 mars 1973 instaure un nouveau responsable en matière de sûreté, le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN). De nombreuses raisons semblent avoir motivé la mise en place par les pouvoirs publics⁵¹² d'un échelon administratif responsable en matière de sûreté nucléaire.

Quelques mois après sa nomination, le premier chef de cette administration expose⁵¹³ les motifs des réformes qui ont conduit à la création du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires. Jean Servant répond tout d'abord à une série d'interrogations soulevées par la presse et l'opinion. Il ne s'agissait pas d'améliorer la sûreté, argument invoqué, car la France n'avait à déplorer aucun incident sérieux. Il ne s'agissait pas non plus de désarmer certains mouvements de contestation ou d'opposition à l'énergie nucléaire dont «l'action pourrait utilement contribuer à maintenir la vigilance des responsables, s'ils étaient tentés de la relâcher», car jusque-là la contestation n'a pas pris en France «l'ampleur et le caractère irraisonné et paralysant qu'on lui connaît ailleurs, aux Etats-Unis par exemple.» Il ne s'agissait pas non plus, affirme le chef du nouveau service, contrairement à ce qui avait pu être écrit par les journalistes, de rechercher une plus grande fiabilité des installations nucléaires et ainsi d'éviter des coupures de courant, car la sécurité de la production et de la distribution d'électricité d'une part, et la sûreté nucléaire sont choses distinctes. La responsabilité du service ne concerne que le deuxième point, le premier étant du ressort d'EDF, qui n'a d'ailleurs pas failli en quoi que ce soit à sa mission.

⁵¹² Il est bien difficile de démêler ces différentes raisons, d'autant plus que par exemple, la première expression publique régulière du futur service n'apparaît sous la forme d'un bulletin d'information qu'en 1978. Le premier rapport d'activité du SCSIN rendu public est celui de 1986.

⁵¹³ Servant, Jean, «La sûreté nucléaire au Ministère du Développement industriel et scientifique», Revue française de l'énergie, n°254, juin 1973. Tiré à part, 6p.

Les véritables motifs sont ailleurs. Le premier chef du nouveau service invoque en premier lieu le développement considérable en volume et l'accélération dans le temps du programme français d'équipement en centrales nucléaires de production d'électricité. Si l'on prévoyait en novembre 1970 quelques 8 000 MWe pour les cinq années à venir, la Commission PEON prévoit en mars 1973 13 000 MWe pour la même période, soit deux nouvelles centrales de 1 000 MWe par an. A cela s'ajoute la stratégie de diversification des techniques de production adoptée par le gouvernement, ce qui nécessite l'examen avant autorisation de projets différents et mettant en œuvre des techniques nouvelles.

Le second et principal motif avancé par le chef du Service pour justifier les réformes est la nécessité d'une «meilleure définition des rôles respectifs du Commissariat à l'Energie Atomique et du Ministère dont il relève» : «Le CEA, comme on sait, s'est résolument engagé dans l'amélioration des techniques de production d'électricité d'origine nucléaire et la mise au point de techniques nouvelles qui peuvent être concurrentes de celles dont dispose actuellement l'industrie. Le Commissariat ne peut donc être, en même temps, l'organisme de contrôle qui juge de la sûreté des différentes techniques, autorise l'emploi de l'une, refuse ou restreint l'emploi d'une autre. Il ne peut, comme on l'a dit, être «juge et partie». «⁵¹⁴

La mise en place d'un service administratif investi de fonctions de contrôle et d'inspection en lieu et place du CEA ne répond pas seulement à la volonté d'empêcher que les unités du CEA qui n'ont pas accepté le passage à la technologie américaine n'utilisent les questions de sûreté pour prendre leur revanche contre la filière à l'eau légère. Au-delà de ce relent de guerre des filières et de rancœur due à l'abandon de l'UNGG, le CEA n'est pas neutre : au travers du Groupe-CEA, il a des visées industrielles propres, concurrentes de celles de Framatome, détenteur de la licence de Westinghouse. Et dans cette compétition, les autres groupes industriels pouvaient craindre que la sûreté soit un argument aux mains du CEA pour faire valoir ses intérêts. D'ailleurs Framatome prend prétexte de cette absence de neutralité du CEA pour refuser de communiquer ses codes de calcul au groupe ad-hoc d'experts chargés de l'examen de la sûreté, auquel participe le CEA, argumentant qu'il ne souhaite pas ainsi éclairer un concurrent potentiel.

515

En effet, alors que leurs deux systèmes (BWR et PWR i.e. réacteurs à eau bouillante et à eau pressurisée) sont en concurrence, la CGE et Framatome demandent à ne plus

⁵¹⁴ Ibid., p. 4.

⁵¹⁵ Mentionné lors de la réunion EDF-CEA «Article 2» du 12 juin 1972. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, M6-06-47. Les réunions «article 1» et «article 2» furent instaurées par un protocole CEA-EDF d'avril 1967 envoyé par le Ministre chargé de la recherche scientifique et des questions atomiques et spatiales à l'Administrateur Général du CEA et par le Ministre de l'industrie au Président d'EDF, afin d'obliger les deux établissements publics à conjuguer leurs actions. L'article 1 du protocole instituait des réunions mensuelles entre le Directeur Général d'EDF et l'Administrateur Général du CEA pour examiner les problèmes posés par l'étude et la réalisation des centrales électro-nucléaires. L'article 2 précisait que ces réunions étaient précédées par celles d'un Comité réunissant pour le CEA, le Directeur des Piles Atomiques, le Directeur chargé de la Politique industrielle, le Directeur des Productions, et pour EDF, le Directeur de l'Équipement, le Directeur des Études et Recherches, le Directeur de la Production et du Transport.

être soumis à la volonté du CEA pour chaque problème de sûreté. Désirant ne plus avoir à soumettre leurs projets au CEA, ils exercent une pression pour la mise sur pied d'un service administratif au sein du Ministère de l'Industrie, distinct du CEA. Ils reçoivent le soutien de hauts dirigeants du CEA tels l'Administrateur Général André Giraud, futur ministre de l'industrie en avril 1978 dans le gouvernement de Raymond Barre. Nous évoquerons plus loin la stratégie adoptée par le CEA face à cette offensive de l'industrie et aux interrogations de l'opinion, pour conserver au CEA ses compétences en matière de sûreté tout en donnant des gages à l'opinion que les pouvoirs publics exercent un contrôle véritable.

Ces réformes étaient d'autant plus importantes aux yeux de l'industrie que ces sociétés avaient des ambitions, qui vont aller croissant avec l'adoption du programme Messmer de 1974, lançant une production de masse de réacteurs électronucléaires, avec des perspectives supplémentaires pour les marchés à l'exportation. Du point de vue des constructeurs, ces plans ne devaient pas être entravés par des exigences de sûreté trop contraignantes, rendant les réacteurs trop chers de façon injustifiée.

Or si jusque-là le nucléaire, avec EDF et le CEA, était sous la responsabilité d'organismes étatiques, «cousins» en quelque sorte de l'Administration, avec l'eau légère, une partie de la souveraineté en matière nucléaire passe dans la sphère de l'industrie privée, qui plus est sous licence étrangère.

Les installations nucléaires qui n'appartenaient pas au CEA se multipliant avec le lancement par Electricité de France d'un vaste programme de construction de centrales nucléaires, il devenait délicat pour le ministère de l'industrie de demander à un établissement public d'en contrôler un autre, ce qui militait dans le sens de la création d'un service des pouvoirs publics autonome. D'autant que les centrales à eau légère posaient des problèmes importants, et tout à fait nouveaux, comme la tenue de vastes enceintes sous pression, qui plus est soumises à l'irradiation.

Or parallèlement aux pressions de la CGE et de Framatome sur le gouvernement pour encourager le développement d'une industrie nucléaire, apparaissait en France une opposition à l'énergie nucléaire dans l'opinion. Le début des années soixante-dix voit la naissance d'une nouvelle exigence de préservation de l'environnement, marquée par la création en 1971 d'un ministère du même nom. Selon l'un des successeurs de Jean Servant, «cette exigence fut renforcée par la prise en compte de certains accidents comme l'explosion de la raffinerie de Feyzin en 1967. L'Etat fut donc amené à durcir le contrôle sur les «établissements classés» et il aurait été difficilement explicable que, dans le même temps, il continue à ne pas s'occuper directement des installations nucléaires, réputées plus dangereuses.»⁵¹⁶ Cependant, en mars 1973, le mouvement de protestation antinucléaire avait en France une importance encore limitée, insuffisante pour motiver à lui seul la création d'une nouvelle structure administrative.

8.4.2. Les réformes de 1973 : le SCSIN

⁵¹⁶ Philippe Saint-Raymond, «L'autorité de sûreté : la construction d'un système de contrôle», *Contrôle*, n°125, novembre 1998, pp. 8-12, p. 9. En 1998, Philippe Saint-Raymond est directeur adjoint de la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires. Il semblerait que l'explosion de Feyzin à laquelle il est fait allusion corresponde en réalité à l'incendie de décembre 1965.

8.4.2.1. Les textes de création

Le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) est créé par un décret en date du 13 mars 1973⁵¹⁷. Il faut tout d'abord remarquer que le nouveau service est instauré au sein du ministère de l'industrie, ce qui ne fut pas sans poser quelques problèmes, notamment avec le ministère de la Santé. Lors des discussions ministérielles autour de la création du service, le professeur Pierre Pellerin, chef du Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants (SCPRI), pouvait signaler à son ministre, Madame Veil, qu'il était peut-être inconvenant que ce soit un INGENIEUR qui soit chargé de la sûreté des installations nucléaires alors qu'un médecin aurait été beaucoup plus indépendant des groupes de pression industriels. Le Premier ministre, Jacques Chirac, arbitra en faveur des ingénieurs.

Mais c'est le Corps des Mines qui est chargé de la sûreté nucléaire, alors que les Ponts et Chaussées auraient pu naturellement revendiquer cette responsabilité. Dépendant normalement du ministère des Travaux Publics, des ingénieurs des Ponts et Chaussées étaient traditionnellement détachés au ministère de l'industrie, à la Direction du Gaz et de l'Electricité (DIGEC), parce que jusque-là l'électricité provenait essentiellement des centrales hydroélectriques et des centrales thermiques, dont ils assuraient la construction. Les Ponts étaient d'autant plus intéressés que l'époque de construction des grands barrages se terminait, et certains ingénieurs du service des grands barrages pouvaient penser se reconvertir dans le contrôle des centrales nucléaires. Les ingénieurs des mines, eux, s'étaient spécialisés jusque-là dans l'industrie lourde, les mines, la sidérurgie, l'industrie pétrolière, et paraissaient plus qualifiés et plus préparés à un rôle qui n'était pas un rôle de conception et de construction mais un rôle de surveillance et de contrôle, notamment par le fait qu'ils étaient chargés du contrôle des appareils à pression.

L'article 1 du décret du 13 mars annonce tout d'abord la création d'un Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire (CSSN), placé auprès du Ministre de l'Industrie. Il se veut un organisme de conseil, de haut niveau, chargé d'émettre toutes recommandations utiles pour accroître l'efficacité de l'action poursuivie dans le domaine de la sûreté nucléaire. Par cette création, le gouvernement entend sans nul doute montrer à l'opinion qu'aucun aspect des problèmes posés par la sûreté des installations nucléaires ne sera oublié.

L'article 2 du décret prévoit la composition qui sera celle du CSSN de 1973 à 1982 : outre son président, le conseil compte deux vice-présidents (le secrétaire général de l'énergie et le haut-commissaire à l'énergie atomique), un membre de l'Assemblée nationale et un membre du Sénat, le président de la CIINB, un représentant du ministre de l'intérieur, un représentant du ministre délégué auprès du Premier ministre chargé de la protection de la nature et de l'environnement, le chef du SCPRI au ministère de la santé publique, le directeur du budget au ministère de l'économie des finances, les chefs de la DITEIM et de la DIGEC du ministère du développement industriel et scientifique, le

⁵¹⁷ Décret n° 73-278 du 13 mars 1973 portant création d'un conseil supérieur de la sûreté nucléaire et d'un service central de sûreté des installations nucléaires au ministère du développement industriel et scientifique.

directeur général d'Electricité de France, et cinq personnalités choisies en raison de leur compétence technique, économique ou sociale⁵¹⁸. Le directeur délégué au CEA chargé de la protection et de la sûreté nucléaire ainsi que le chef du SCSIN assistent aux réunions du Conseil. A l'exception des personnes siégeant ès qualités, les membres du conseil sont nommés par arrêté du ministre du développement industriel et scientifique. (art. 3)

Il s'agit donc d'un organisme regroupant essentiellement les représentants d'institutions concernées par le développement de l'énergie atomique, au plus haut niveau. Les opposants et les représentants des salariés ne seront invités à siéger au Conseil supérieur qu'après une réforme en 1982. Pendant toute cette période, le Conseil supérieur est présidé par le Professeur Louis Néel, Prix Nobel, fondateur du Centre d'Etudes Nucléaires de Grenoble du CEA.⁵¹⁹

Le point marquant du décret est l'article 5 qui annonce la création, au sein du ministère du développement industriel et scientifique, d'un Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN), placé auprès du directeur de la technologie, de l'environnement industriel et des mines, et regroupant les moyens du ministère en matière de sûreté nucléaire. Le service est principalement responsable de l'étude, de la définition et de la mise en œuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire. Il est chargé «de préparer et de mettre en œuvre toutes actions techniques du département relatives à la sûreté des installations nucléaires et en particulier : élaborer la réglementation technique concernant la sûreté des installations nucléaires et suivre son application; Organiser et animer l'inspection de ces installations (...); D'examiner pour avis les programmes du CEA qui s'y rapportent ainsi que les propositions budgétaires correspondantes et suivre l'exécution des programmes; De suivre, le cas échéant, les travaux de recherche et développement des autres établissements publics relevant du département dans le domaine de la sûreté nucléaire; De recueillir toutes informations utiles sur les problèmes de sûreté nucléaire et les mesures prises en ce domaine en France et à l'étranger; De proposer et d'organiser l'information du public sur les problèmes se rapportant à la sûreté; Et d'une façon générale, d'examiner les mesures propres à assurer la sûreté des installations nucléaires, notamment les mesures proposées par le CEA.»

⁵¹⁸ Dans l'ordre des fonctions indiquées, les premiers membres du conseil sont : Louis Néel (Président), MM. Jean Blancard, Jacques Yvon, (vice-présidents), Maurice Jarrige (A.N.), Michel Chauty (Sénat), Henri Lavaill (CIINB), Jean-Pierre Foulquie (Intérieur), Jean-François Saglio (Environnement), Pierre Pellerin (SCPRI), Renaud de la Genièvre (Finances), Jean-Claude SORE (DITEIM), Maurice Legrand (DIGEC), Marcel Boiteux (EDF). Sont nommés en 1973 au titre des personnalités le journaliste scientifique Michel Chevallet; le Professeur Raymond Latarjet, Directeur de l'Institut du Radium; Henri Malcor, Président d'Honneur de Creusot-Loire; le Professeur Paul Reuter de l'Université de Droit, d'Economie et des Sciences Sociales de Paris; Yvon Bonnard, Inspecteur Général d'Electricité de France.

⁵¹⁹ Les archives du CSSN n'ont pas conservé les procès verbaux ou les comptes-rendus de ces premières réunions. Nous ne savons donc pas quelle a été la réalité du travail du conseil. Mais deux comptes-rendus de réunion en 1974 et 1975 présents dans les archives des années postérieures, montrent des débats où les uns et les autres s'expriment très ouvertement sur des questions sensibles. On ne trouve pas cette même liberté de ton des responsables dans les comptes-rendus des réunions qui suivent l'ouverture du conseil à partir de 1982.

Si cet article du décret officialise la prise de contrôle et la centralisation au niveau de l'administration des questions de sûreté nucléaire, il reste muet sur le problème de fond, à savoir le rôle du nouveau service dans la procédure d'autorisation. C'est une instruction, datée du 27 mars mais non publiée au Journal officiel qui précise ce rôle.

8.4.2.2. Une procédure plus codifiée

Deux semaines plus tard⁵²⁰ en effet paraît une instruction du ministère de l'industrie. Elle est accompagnée d'une Décision de ce même ministère qui actualise les modalités de fonctionnement des groupes permanents.⁵²¹

L'instruction du 27 mars définit plus précisément la répartition des rôles respectifs du ministère de l'industrie et du CEA : le ministère est chargé de la définition de la politique générale, de sa mise en œuvre, de l'élaboration de la réglementation, de la préparation des négociations internationales et de l'information du public, tandis qu'au Commissariat incombe le soin de proposer les mesures propres à assurer la protection des personnes et des biens; le ministère entend en particulier s'appuyer pour cela sur les compétences du département de sûreté nucléaire du CEA. L'instruction précise ensuite les attributions du Service Central dans la procédure d'autorisation des centrales nucléaires en vertu du décret du 11 décembre 1963, en veillant à bien distinguer le domaine d'intervention du nouveau service (appartenant à la direction des Mines) de celui de la direction du gaz, de l'électricité et du charbon (Ponts et Chaussées), précisant dans le détail leurs responsabilités respectives.

L'instruction du 27 mars 1973 prévoit ainsi que les procédures d'autorisation sont menées au niveau national sous les responsabilités conjointes de la DIGEC et du SCSIN, la première restant plus particulièrement concernée par les procédures liées aux sites devant accueillir des installations nucléaires alors que le SCSIN est responsable en matière de sûreté nucléaire.

La procédure d'autorisation d'une centrale nucléaire se décompose alors en trois parties : l'exploitant désirant construire une centrale nucléaire doit tout d'abord déposer une demande d'autorisation de création (DAC) accompagnée d'un «rapport préliminaire de sûreté» au ministère du développement industriel, sous le timbre de la direction du gaz, de l'électricité et du charbon, qui la transmet au SCSIN. Celui-ci le fait analyser de façon détaillée par le DSN du CEA qui remet un rapport. Le SCSIN soumet alors le rapport préliminaire au Groupe Permanent d'experts compétent qui l'analyse et lui remet un avis. Le SCSIN prépare le décret d'autorisation de création, qu'il soumet à la DIGEC pour ses attributions propres et à la Commission interministérielle des installations nucléaires de base (CIINB) où sont représentés les différents ministères concernés. Après avoir apporté les modifications nécessaires au projet pour tenir compte de l'avis de la commission, les chefs du SCSIN et de la DIGEC doivent recueillir l'avis conforme du

⁵²⁰ Instruction du 27 mars 1973 relative à l'application du décret n° 73-278 du 13 mars 1973 portant création d'un conseil supérieur de la sûreté nucléaire et d'un service central de sûreté des installations nucléaires (non publiée au J.O.).

⁵²¹ Décision ministérielle du 27 mars 1973 relative aux groupes permanents chargés d'étudier les aspects techniques de la sûreté des installations nucléaires. (non publiée au J.O.)

ministère de la santé. Ils peuvent alors soumettre leur projet au contreseing du ministre du développement industriel et à la signature du Premier ministre, avant publication du décret au Journal Officiel. La demande de l'exploitant est également soumise à une procédure de «déclaration d'utilité publique» (DUP) qui inclut une enquête publique.

Pour pouvoir procéder au chargement en combustible et aux essais de montée en puissance du réacteur, l'exploitant doit soumettre à examen un «rapport provisoire de sûreté», soumis à l'examen du DSN du CEA puis du Groupe Permanent, qui doit recueillir l'approbation du ministre de l'industrie, l'objectif étant de vérifier que les objectifs fixés dans le rapport préliminaire ont bien été atteints, notamment en ce qui concerne la qualité de la réalisation.

Enfin, la mise en exploitation ne peut être obtenue qu'après une nouvelle approbation ministérielle et l'examen d'un «rapport définitif de sûreté», qui donne les résultats des essais et traite des conditions et règles d'exploitation. A partir du moment où l'exploitant a reçu l'autorisation de création, l'installation est soumise à la surveillance d'inspecteurs : la surveillance générale est effectuée par les inspecteurs des installations nucléaires de base tandis que le circuit primaire est plus particulièrement examiné par les agents des services interdépartementaux de l'industrie et des mines. Les autorisations de rejets d'effluents radioactifs sont soumises à l'examen conjoint du service de protection contre les rayonnements ionisants (SCPRI) du ministère de la santé, du SCSIN et de la DIGEC.

8.4.2.3. Les moyens

Le SCSIN dut se doter de moyens propres aussi bien humains que matériels. Comme en témoigne de façon un peu ironique un responsable de ce même service vingt-cinq ans plus tard, de grands progrès restaient à effectuer dans l'indépendance de l'autorité administrative de sûreté à l'égard du CEA : «Seul un petit nombre de fonctionnaires put être affecté, dans un premier temps, au nouveau service. Le gros des compétences en matière de sûreté resta au CEA. Le texte créateur prenait acte de cette situation. Il flanquait, par exemple, le chef du SCSIN d'un adjoint pour les questions scientifiques et techniques qui appartenait au CEA. [C'est l'article 7 du décret du 13 mars 1973]. De même, quand se posa la question de l'implantation géographique du service, celui-ci s'installa tout naturellement... à Saclay, sur un site du CEA. Le cordon ombilical était loin d'être coupé.»⁵²² Au démarrage, le nouvel organisme a un effectif réduit : il est composé de cinq ingénieurs, dont trois issus du corps des Mines.

Le SCSIN est créé au sein de la Direction de la technologie, de l'environnement industriel et des mines (Direction des Mines), déjà chargée du contrôle des appareils à pression. Un ingénieur des mines, Jean Servant⁵²³, Adjoint du Directeur de la DITEIM depuis 1970, est nommé chef du nouveau service. Son adjoint n'est autre que Jean Bourgeois. Outre l'appui technique du Département de Sûreté Nucléaire du CEA, certains ingénieurs du CEA sont détachés au Service central, au contact desquels les ingénieurs du service issus du Corps des Mines se forment à la réalité des centrales nucléaires.

⁵²² Philippe Saint-Raymond, «L'autorité de sûreté: la construction d'un système de contrôle», *Contrôle*, n°125, novembre 1998, pp. 9-10.

Il faut attendre 1975 et la création d'une redevance sur les installations nucléaires de base pour que le nouveau service dispose de moyens substantiels. Ces redevances sont versées par les exploitants au titre des demandes d'autorisation de création et des autorisations réglementaires mais aussi sous forme de redevances annuelles⁵²⁴.

La création d'un organisme de contrôle de la sûreté nucléaire est donc le fruit d'un savant arbitrage entre les différents intérêts parties prenantes de l'énergie nucléaire : CEA, EDF, industriels privés, différents ministères, corps d'ingénieurs rivaux de la haute administration, opinion publique. Les négociations entre ces divers groupes aboutissent à la création d'un service central de contrôle, au sein du ministère de l'industrie, distinct des promoteurs de l'énergie nucléaire.

Le fait que la sûreté ne soit plus entre les mains du CEA peut rassurer les industriels et EDF, tandis que le CEA conserve l'essentiel de l'expertise technique. Par la création d'un service administratif, l'Etat peut en même temps montrer à l'opinion qu'il assure son rôle de protection du public et de l'environnement. Du point de vue de l'efficacité du contrôle, l'appel à l'expertise du CEA paraît le choix le plus judicieux pour remédier au manque de connaissances dans le domaine du nucléaire des ingénieurs des Mines : ce sont quelques grands noms de la sûreté qui vont assurer la formation des ingénieurs de l'administration, leur transmettre leurs méthodes de jugement. Par ailleurs, l'appel à l'expertise du CEA apparaît la seule voie possible étant donné l'absence d'experts compétents dans le milieu universitaire, situation propre à la France qui la distingue d'autres pays comme les Etats-Unis ou le Royaume-Uni.

Pour les questions techniques épineuses, le Service central peut s'appuyer sur ses Groupes Permanents d'experts. A l'intérieur de ceux-ci, toutes les «factions» de l'établissement nucléaire sont représentées et peuvent dialoguer sur les différents moyens techniques à mettre en œuvre pour la sûreté, parvenir à un compromis entre leurs intérêts divergents. Sous la houlette des experts du CEA, le dialogue technique si cher à Bourgeois est préservé entre les différentes parties, à l'image de ce qu'était la Commission de Sûreté des Installations Atomiques depuis le début des années soixante.

⁵²³ Né en 1925, Jean Servant sort dans la promotion 1946 de Polytechnique. Il obtient une licence ès sciences et un DES de mathématiques en 1950. Ingénieur des Mines (1951), il débute sa carrière Outre-Mer comme Adjoint au directeur de la direction fédérale des mines et de la géologie d'Afrique occidentale française du Ministère de la France d'outre-mer (1951-1956); cette direction était chargée à la fois de lever la carte géologique de cette région, de la prospection minière et du contrôle des mines. De retour en France, il s'occupe de l'arrondissement minéralogique de Strasbourg (1957-1958) puis de Metz (1958-1961). De 1961 à 1963 il occupe la fonction d'Adjoint au chef du service de la recherche minière et de la géologie à la direction des mines, avant d'être Chef du service des mines de l'Algérie en 1963. De 1964 à 1968 il est Chef du service technique à la direction des mines : c'est un changement d'orientation dans sa carrière, car ce service s'occupe de tous les problèmes techniques y compris la réglementation des appareils à vapeur, des appareils à pression de gaz. C'est ainsi qu'il rentre en contact avec l'industrie nucléaire puisque les premiers réacteurs français à graphite-gaz avaient un caisson en béton précontraint. Il rédige avec l'aide d'un groupe d'experts l'arrêté portant réglementation de ces caissons, qui est le premier texte réglementaire du nucléaire en France. Il est ensuite nommé chef des services chargés des questions d'eau, de recherche et des techniques industrielles et minières (SERTIM) à la direction des mines (1969-1970), puis Adjoint au directeur de la DITEIM de 1970 à 1973.

⁵²⁴ Loi de finances rectificative pour 1975 n° 75-1242 du 27 décembre 1975, Art. 17. (J.O. du 28.12.75, p. 13435).

Pour les questions techniques courantes, le SCSIN fait appel au CEA par l'intermédiaire de son Département de Sûreté Nucléaire. Le DSN peut bénéficier du transfert de nombreux techniciens expérimentés du CEA qui avaient faits leurs armes dans le graphite-gaz, et qui sont désormais disponibles après l'abandon de la filière. Sur le plan de la prise en compte technique de la sûreté, la vision du CEA triomphe et assure la continuité avec les années cinquante et soixante.

Sur le plan de l'efficacité de la promotion du programme nucléaire, le ministère de l'industrie conserve la haute main : c'est en définitive lui qui arbitre entre les intérêts qui pourraient s'avérer antagonistes entre les exigences de sûreté présentées par son service d'une part, et les besoins d'EDF et des industriels de l'autre.

8.4.3. Le Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire (CISN)

Le lancement et la mise en œuvre à partir de 1974 du vaste programme électronucléaire décidé par le gouvernement entraîne une sensibilisation de l'opinion aux problèmes de protection et de sûreté nucléaire.⁵²⁵ Ceci se traduit notamment par des propositions de partis politiques, de groupes écologistes, réclamant l'indépendance des responsables chargés de contrôler la radioprotection et la sûreté des installations nucléaires, sur le plan technique ou administratif, par rapport à ceux chargés de la recherche, du développement et de l'industrialisation de l'énergie nucléaire.

Côté CEA, on constate avec inquiétude qu'un projet de création d'Agence Nationale de Sécurité a même été évoqué au cours du débat parlementaire du mois de mai 1975, qui a été repris depuis lors en diverses circonstances et notamment comme une proposition formelle par le parti socialiste. Face à ces préoccupations, le gouvernement se voit dans l'obligation d'apporter une réponse qui ne soit pas négative. Lors des débats à l'Assemblée, le ministre de l'industrie annonce qu'il compte effectivement aller dans le sens d'une plus grande indépendance des contrôleurs par rapport aux contrôlés et qu'il souhaite créer un Conseil Supérieur de la Sécurité Nucléaire qui comprenne des personnalités indépendantes. Une mission, dont il prend la tête et qui rassemble les principaux responsables d'EDF, du CEA et le chef du SCSIN, se rend d'ailleurs aux Etats-Unis, pays qui était perçu comme en avance en la matière.

En effet, les mêmes problèmes s'étaient posés quelque temps auparavant dans ce pays, où des contestataires renommés tels Ralph Nader critiquaient le fait que l'Atomic Energy Commission soit à la fois chargée de la promotion et du contrôle de l'énergie atomique. En 1974, l'AEC avait ainsi été abolie et scindée en deux parties : un Department of Energy (DoE) était chargé de promouvoir l'énergie atomique, tandis que le contrôle de la sûreté était confié à une agence indépendante, la Nuclear Regulatory Commission (NRC), entrée officiellement en fonction en janvier 1975.

Une telle agence indépendante des pouvoirs publics étant jugée inconcevable en France car contraire à la Constitution ou à l'idée du système institutionnel français que

⁵²⁵ Nous reviendrons plus en détail sur le lancement de ce programme et sur la naissance de l'opposition à l'énergie nucléaire dans un autre chapitre. Ce qui nous intéresse ici est la réaction du pouvoir gouvernemental, qui se traduit par la création d'un nouvel organisme.

partageaient les responsables ministériels, le principe d'une telle agence fut rejeté. Par contre, il fut envisagé de créer un organisme qui ait un droit de regard sur tous les aspects de l'industrie nucléaire. Car si l'une des préoccupations majeures concernait la sûreté, c'est-à-dire éviter les accidents, d'autres problèmes se posaient comme la protection contre les rayonnements ou le réchauffement des eaux dû aux centrales. A défaut de créer une agence, il fut décidé d'instaurer, auprès du Premier Ministre, un organisme chargé de coordonner l'action des différents ministères dans ces domaines.

C'est ainsi qu'un décret du 4 août 1975 annonce la naissance d'un Comité interministériel de la sécurité nucléaire (CISN). L'éventail des compétences du comité ne s'étend pas qu'à la sûreté nucléaire mais est élargi à ce qu'on appelle la «sécurité nucléaire», s'inspirant en cela de l'exemple de la NRC. Le décret ⁵²⁶ définit les missions du comité, la «sécurité nucléaire», comme comprenant à la fois :

- la protection des travailleurs et du public contre les rayonnements ionisants et les mesures à prendre en cas d'accident impliquant un risque radiologique;
- le rejet des effluents radioactifs et non radioactifs, liquides et gazeux, ainsi que les autres nuisances, pollutions et gênes de toute nature provoquées par les installations nucléaires;
- la sûreté des installations nucléaires, définie comme l'ensemble des dispositions à prendre pour en assurer le fonctionnement normal, prévenir les accidents ou actions de malveillance et en limiter les effets;
- le contrôle et la sécurité des matières nucléaires pendant leur production, leur conservation, leur transport et leur utilisation, y compris les radioéléments artificiels et les déchets, en vue de protéger l'hygiène la santé publique et d'en éviter les détournements à des fins non autorisées.

La tâche du comité est de coordonner l'utilisation des moyens mis à la disposition des départements ministériels intéressés par la sécurité nucléaire et des organismes placés sous leur tutelle, d'examiner le programme des études et recherches à réaliser chaque année par ces ministères et organismes. C'est le cas en particulier du CEA, qui en application du décret du 20 septembre 1970 «propose les mesures propres à assurer la protection des personnes et des biens contre les effets de l'énergie atomique et contribue à leur mise en œuvre.» Le comité a également pour vocation de préparer les positions du Gouvernement en matière de sécurité nucléaire dans les négociations internationales et de fixer les orientations concernant l'information du public. Le secrétaire général du comité interministériel est nommé par décret, il est chargé de préparer les délibérations du comité, de proposer les mesures nécessaires à l'accomplissement de sa mission et de suivre l'application des décisions prises.

La création du Comité interministériel fait d'une pierre deux coups, car si le CISN répond aux préoccupations du public quant aux dangers de l'énergie nucléaire, le but clairement assigné au Comité est de faciliter la réalisation du programme nucléaire, en permettant une meilleure collaboration entre les services administratifs dont les différentes

⁵²⁶ Décret n° 75-713 du 4 août 1975 instituant un comité interministériel de la sécurité nucléaire (J.O. du 9-8-75, p. 8116).

demandes dispersées auraient pu freiner l'avancement. Ainsi, le comité interministériel regroupe-t-il autour du Premier ministre, les ministres et secrétaires d'Etat suivants : Intérieur, Economie et Finances, Défense, Equipement, Agriculture, Qualité de la Vie, Travail, Santé, Industrie et Recherche, Transports.

Le souci de ne pas entraver le développement du programme nucléaire était déjà présent dans l'instruction du 27 mars, qui après avoir défini le rôle du SCSIN dans le processus d'autorisation pour ce qui concerne la sûreté, précisait sans fard - mais l'instruction n'était pas publique : «Il est clair cependant que les problèmes de sûreté nucléaire aussi importants soient-ils, ne sont pas les seuls qui entrent en jeu dans la décision de réaliser une installation et dans le choix de son implantation et de ses caractéristiques. Il convient donc de coordonner les procédures découlant du décret du 11 décembre 1963 modifié avec les autres procédures administratives sans entraîner de délais inutiles.»⁵²⁷

C'est Jean Servant, chef du SCSIN, qui est désigné comme premier Secrétaire général du Comité Interministériel de la sécurité nucléaire, après des débats avec le ministère de la Santé revendiquant un médecin à ce poste, étant donné ses attributions qui ne relèvent pas que de la sphère technique mais également médicale. La création de ce nouveau comité ne désarme pas la critique des opposants à l'énergie nucléaire : ceux-ci font remarquer qu'il n'est pas normal que la même personne soit à la fois chargée d'un service du ministère de l'industrie et chargée de coordonner l'ensemble des actions dans le domaine de la sécurité nucléaire.⁵²⁸

8.5. Relations CEA-Ministère en matière de sécurité nucléaire : la naissance de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN)

Une étape supplémentaire dans l'indépendance de l'expertise de la sûreté à l'égard du CEA est franchie en 1976 avec la création d'un Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN). La création de cet institut, là encore, répond à plusieurs objectifs : garantir vis-à-vis des gens extérieurs au monde nucléaire l'indépendance des spécialistes de sûreté par rapport aux autres équipes du Commissariat pour que ce dernier apparaisse moins «juge et partie», et regrouper toutes les facettes du risque nucléaire au sein d'une même entité, les deux plus notoires que sont la sûreté et la protection, mais aussi la protection contre la malveillance, le contrôle des matières, la protection contre les autres gênes et nuisances.

8.5.1. La stratégie du CEA

La montée des organismes de sûreté de l'Administration, liée à la sensibilisation de

⁵²⁷ Instruction du 27 mars 1973 relative à l'application du décret n° 73-278 du 13 mars 1973 portant création d'un conseil supérieur de la sûreté nucléaire et d'un service central de sûreté des installations nucléaires (non publié au J.O.)

⁵²⁸ Jean Servant quittera à sa demande sa fonction de chef du SCSIN en 1977. Il sera remplacé par son adjoint Christian de Torquat. A partir de cette date, il occupera donc la seule fonction de Secrétaire général du CISEN.

l'opinion et au développement du programme électronucléaire, attise les craintes du CEA d'être totalement dépossédé de ses activités en matière de sûreté. Le CEA va adopter une stratégie habile pour conserver ses prérogatives en matière de sûreté, tout en donnant satisfaction aux industriels du nucléaire, à EDF, à l'opinion et aux services administratifs chargés du contrôle, sur la base d'un argumentaire imparable.

A partir de 1972, André Giraud va activement militer auprès du ministère de l'industrie et du service des Mines - Giraud appartient lui-même au Corps des Mines - pour conserver au CEA les compétences en matière de sûreté, conscient qu'il lui faut très vite aller de l'avant. André Giraud craignait en effet qu'en ne prenant pas l'initiative de créer lui-même une structure à l'intérieur du CEA, la tendance ait été, au nom du principe selon lequel il ne faut pas mélanger concepteurs et contrôleurs, de retirer complètement au CEA toute activité dans le domaine de la sûreté pour les confier à un autre organisme.

André Giraud s'est ainsi débrouillé pour faire un pare-feu, en proposant la création d'un organisme réglementaire - qui ne pouvait donc être que du ressort du gouvernement - mais faisant en sorte que les gens qui s'occupent des études de sûreté pour le compte de l'administration restent de vrais scientifiques, de vrais techniciens; cela signifiait qu'ils restent en lien avec la réalité des problèmes techniques et donc avec les autres spécialistes de l'énergie nucléaire, c'est-à-dire au sein du CEA. Cette solution présente l'avantage de pouvoir afficher la séparation entre techniciens des deux domaines, tout en conservant en permanence des passerelles entre les uns et les autres pour que l'expérience technique se maintienne chez ceux qui auront à exercer le contrôle.

Cet argumentaire pouvait être partagé par EDF qui craignait également cette «tendance naturelle» consistant à «déconnecter totalement les organismes de sûreté des équipes en prise avec les problèmes techniques». Pour le producteur d'électricité, une telle situation pouvait en effet comporter le risque d'une évolution vers des prescriptions «de moins en moins réalistes» et aboutir à une situation à laquelle il avait déjà été confronté après la catastrophe de Malpasset, où - selon EDF - les experts, écrasés sous les responsabilités qu'on voulait leur faire prendre, avaient accumulé les conditions à remplir pour retarder indéfiniment leur accord.⁵²⁹

En juillet 1972, lors d'une réunion EDF-CEA, Giraud propose que soit institué par le ministère un «Bureau de Sûreté Nucléaire» qui regrouperait les gens compétents du CEA qui y seraient détachés : «Ce bureau recevrait les instructions de l'administration mais serait greffé sur la logistique CEA et pourrait ainsi bénéficier de toute l'infrastructure lourde qui existe au CEA et qu'il serait extrêmement coûteux de reconstituer en dehors de lui. Ce serait là une solution de type administratif, mais qui garantirait vis-à-vis de l'extérieur, l'indépendance des agents des équipes de sûreté par rapport aux autres équipes du Commissariat.»⁵³⁰

Si cette solution n'avait pas été retenue sous le vocable «Bureau de Sûreté», ce sont bien ces principes qui furent à la base de la création quelques mois plus tard du Service

⁵²⁹ Cf. la déclaration du représentant d'EDF lors de la réunion EDF-CEA «article 2» du 12 juin 1972. Archives CEA, Fonds Haut-Commissaire, M6-06-47.

⁵³⁰ Réunion EDF-CEA «article 1» du 4 juillet 1972. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, M6-06-47.

Central de Sûreté des Installations Nucléaires. Le SCSIN s'appuie sur l'expertise technique du Département de Sûreté Nucléaire (DSN) du CEA.

Face à l'opposition persistante réclamant une séparation plus nette du contrôle par rapport à la promotion des applications de l'énergie atomique, les mêmes principes définis par Giraud vont être repris quelques années plus tard en 1976 lors de la mise sur pied de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire.

Ayant vécu le démantèlement de l'AEC américaine, Giraud pourra constater quelques années plus tard le bien fondé de sa politique : «L'étranger - et en particulier l'Amérique - ayant toujours raison, des voix s'élevaient pour que soit créé, entièrement distinct du CEA, un service administratif chargé d'étudier les dossiers de sûreté et de préparer les décisions du Gouvernement. Nous fîmes valoir qu'un tel service ne pourrait pas, en fait, coupé de la recherche, maintenir le niveau technique suffisant, et nous fûmes écoutés. Un échelon administratif minimum fut certes créé, mais le travail de fait fut conservé au niveau de l'IPSN.»⁵³¹

8.5.2. La stratégie du ministère

Côté ministère, Jean Servant, Adjoint du directeur de la DITEIM de 1970 à 1973, puis chef du SCSIN à partir de 1973 et également Secrétaire général du Comité Interministériel de Sécurité Nucléaire (CISN) à partir de 1975, est en parfait accord avec André Giraud, avec qui il est en contact très étroit. Alors que la question des missions et des structures du CEA se pose à nouveau lors d'un conseil interministériel restreint de novembre 1975, Servant résume pour le ministre de l'industrie les décisions qui y ont été prises en rappelant que «dans un souci d'efficacité, d'utilisation optimale du potentiel technique du CEA et de limitation des frais administratifs de gestion, les travaux de recherche sur la sûreté et la radio-protection nucléaires continueront d'être confiés au CEA.»⁵³²

On envisage en effet la création d'une nouvelle structure qui regroupe toutes les questions concernées par la sécurité nucléaire (en premier lieu la sûreté et la protection), et qui devienne l'outil, la cheville ouvrière du Comité interministériel. Cependant, poursuit Servant, «il convient que les responsables administratifs chargés d'élaborer les réglementations correspondantes, de délivrer les autorisations et de les contrôler, puissent intervenir directement dans la définition des programmes de recherche correspondants.»⁵³³ Cette préoccupation du ministère le conduit à prévoir auprès du directeur de l'institut un «comité des programmes» où seraient représentés les responsables administratifs. Ce comité serait informé, avant leur mise en œuvre, de tous les programmes d'études, de recherches et de travaux de l'institut.

⁵³¹ Témoignage d'André Giraud dans *Energie Nucléaire Magazine*, N°12, Sept.-Oct. 1985, p. 15.

⁵³² Note de M. Servant, SIN N°1042, sous le timbre du SCSIN, 13 novembre 1975, pour M. Le ministre de l'industrie et de la recherche. Le Comité restreint s'est réuni le 21 juillet 1975. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F5-05-34, «IPSN, Comité des programmes, 1975-1976».

⁵³³ Ibid.

8.5.3. Obtenir l'adhésion du personnel du CEA, et de l'opinion

Mais avant d'annoncer officiellement la création de cet institut, Servant propose au ministre d'attendre les résultats de la consultation en cours des syndicats du commissariat. En effet, de nombreuses inquiétudes existent à l'intérieur du CEA et des voix s'élèvent en faveur de la sauvegarde de l'unité du CEA, les organisations syndicales étant très réticentes à toute modification qui pourrait aller dans le sens du démantèlement à plus ou moins long terme du Commissariat.

Les représentants du personnel du Département de Sûreté Nucléaire (DSN) s'affirment en accord⁵³⁴ avec l'idée du regroupement des activités de sûreté et de protection dans le cadre du CEA, car cela permettrait de renforcer la crédibilité de la sûreté et affirmer son indépendance vis-à-vis des constructeurs, tout en assurant une meilleure adaptation aux structures mises en place au niveau national par le décret du 4 août instituant le CISN. Ils tiennent par contre à réaffirmer la nécessité de conserver au sein d'une même unité les activités d'études et d'essais qui font selon eux la force et l'originalité du DSN.

La hiérarchie du DSN, en la personne de son directeur Pierre Tanguy, est également d'accord avec les objectifs présentés par l'Administrateur Général, dans la mesure où la création de l'institut ne tend pas à rompre les relations avec le reste du CEA. Pour Tanguy en effet, «toute solution qui se traduirait à court ou moyen terme par une séparation des activités de recherche et de développement, y compris dans une certaine mesure celles liées à promotion de nouveaux projets, des actions de support de l'Administration, [serait] mauvaise [car] préjudiciable à l'obtention d'une bonne sécurité».⁵³⁵

Tanguy, après Giraud et Bourgeois, développe bien là ce qui restera la doctrine officielle du CEA, et qui constitue l'originalité de l'expertise française en matière de sûreté nucléaire, à savoir l'existence d'une expertise technique qui base sa compétence sur le contact avec les développeurs, et qui joue le rôle de soutien de l'administration qui détient, elle, le pouvoir. Cette doctrine de la compétence est résumée par André Gauvenet, Délégué Central à la Sécurité au CEA : «A partir de 1972, les réflexions sur la sécurité ont conduit à donner sur un plan national beaucoup de poids à l'indépendance des services officiels, qui autorisent les installations dites «nucléaires de base», et à la compétence des personnels. Vouloir associer rigoureusement ces deux notions est une originalité en soi, car souvent à l'étranger on parle d'indépendance sans attacher une importance suffisante à la notion de compétence. En effet, un spécialiste, en devenant un homme de bureau, risque de perdre très vite le contact avec la réalité technique : c'est ce qu'il faut éviter.» Et il ajoute : «Dans les pays industriels, on a fait très attention aux problèmes de procédure et, à mon avis, pas toujours suffisamment à la compétence des analystes de sûreté.»⁵³⁶

⁵³⁴ Note du chef du DSN, P. Tanguy, à M. l'Administrateur Général, DSN/CONF-CEA N°75-65, en date du 24/11/75. Tanguy transmet les réflexions des membres élus du Conseil d'Unité du Département sur la restructuration de la sûreté nucléaire au CEA. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F5.05.34.

⁵³⁵ P. Tanguy, DSN/CONF-CEA/75-60, fiche du 27/10/75. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F5.05.34.

Mais fin 1975, si Servant, Giraud et la hiérarchie des départements du CEA procèdent avec prudence face aux personnels, c'est qu'il est important d'obtenir un consensus sur cette question, puisque l'opération se veut un moyen de communication vers l'extérieur. Il s'agit d'affirmer en direction du public la très nette séparation des activités de protection et de sécurité d'avec les activités de promotion de l'énergie nucléaire. On compte ainsi renforcer la crédibilité de l'indépendance de jugement de ces experts qui restent malgré tout au sein du CEA. C'est pourquoi du côté des autorités du CEA, on souhaiterait faire entériner la nouvelle structure sous forme d'un arrêté ministériel et non pas seulement d'une décision d'ordre interne au CEA. Mieux même, on souhaiterait obtenir si possible le qualificatif de «national» ou de «central» pour le nouvel institut, ce qui serait un moyen d'écarter les tentatives de création d'un organisme de sécurité extérieur au CEA, du type NRC américaine, créée par prélèvement de moyens de l'USAEC.

8.5.4. L'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire

8.5.4.1. Structure de l'institut

La formule Institut sera acceptée par le ministère, mais sans le qualificatif de «central» ou «national». Sa création est annoncée par un arrêté rédigé sur le modèle de celui de l'Institut de Physique Fondamentale, créé un an auparavant. L'arrêté établissant l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) est publié le 2 novembre 1976. Le nouvel institut regroupe au sein du Commissariat à l'Energie Atomique l'ensemble des moyens d'études consacrés à la sécurité, et principalement en matière de sûreté, de radioprotection, de protection physique⁵³⁷ et de contrôle des matières. Son rôle est en premier lieu d'apporter un support technique à l'action des responsables administratifs chargés de délivrer les autorisations : après analyse des risques de chaque installation, l'IPSN donne son avis et ses recommandations aux Pouvoirs Publics, mais il n'a pas de pouvoir de décision. Il constitue une extension au domaine de la sécurité, du rôle que jouaient jusqu'ici le DSN du CEA à l'égard du SCSIN pour la sûreté, et le Département de Protection vis-à-vis du SCPRI.

La direction de l'IPSN est confiée à Jean Bourgeois. L'ossature de l'IPSN comprend principalement deux départements, le Département de Sûreté Nucléaire (DSN) dont le chef est Pierre Tanguy, et le Département de Protection (DPr) confié au Docteur Jammet. Un troisième département de plus petite taille s'y ajoute, le Département de Sécurité des Matières Nucléaires confié à G. Jeanpierre. Ce département avait été créé au CEA en 1972 pour faire face aux actes de malveillance susceptibles de causer des accidents. A un moindre niveau, deux échelons viennent compléter le dispositif, l'un chargé des déchets radioactifs (Y. Sousselier), l'autre du déclassement des installations nucléaires (A. Crégut).

⁵³⁶ A. Gauvenet, «La sécurité dans le groupe CEA», Echos du CEA, N°4, 1979, p. 2.

⁵³⁷ La protection physique ou technique comprend la détection des nuisances par la dosimétrie, les analyses toxicologiques et la prévention à l'aide d'écrans, blindages, confinements, filtres.

L'essentiel des moyens du CEA en matière de recherche sur les divers aspects du risque nucléaire est ainsi regroupé au sein de l'IPSN, qui tout en restant intégré au CEA dispose d'une organisation administrative autonome. Les programmes de recherche propres de l'IPSN sont financés par le Délégué Central à la Sécurité pour le compte du CEA mais également par l'Etat, qui crée pour ce faire une ligne spéciale du budget de l'industrie et de la recherche. Sa contribution financière est par exemple de 325 MF en 1977. Les analyses de sûreté menées par l'institut sont, elles, payées par les exploitants (CEA, EDF, COGEMA...) par le canal d'une loi de finances qui fixe le montant des redevances.

Les programmes de recherche de l'institut sont examinés par un «Comité des programmes», présidé par le Haut-Commissaire et où sont représentés les responsables de l'administration (le Directeur Général de l'Energie et des Matières Premières au Ministère de l'Industrie, le Chef du SCSIN, un représentant du Ministre de l'Intérieur, du Ministre de la Défense, du Ministre de l'Environnement et du Cadre de Vie, le Directeur des Relations du Travail pour le Ministère du Travail, le Chef du SCPRI pour le Ministère de la Santé) mais aussi des représentants des industriels.⁵³⁸ Le comité des programmes donne des directives sur le programme de l'institut et émet des recommandations sur l'orientation des recherches et l'affectation des moyens. Le Secrétaire Général du Comité Interministériel, qui participe aux séances du Comité, exerce à l'égard de l'institut, les fonctions d'un «commissaire du gouvernement».

8.5.4.2. Le regroupement de la protection et de la sûreté

L'IPSN regroupe protection et sûreté, ce qui clôt au sein du CEA les antagonismes entre le Département de Sûreté Nucléaire (DSN) et le Département de Protection (Dpr).

Un projet d'août 1973 en vue de réorganiser la protection au sein de la Mission Protection et Sûreté Nucléaire du CEA avait en effet déchaîné la colère du chef du département de sûreté nucléaire Jean Bourgeois, également président de la commission de sûreté des piles de la Commission centrale de sûreté des installations atomiques au CEA, et président du Groupe permanent réacteurs pour le compte de l'administration. Bourgeois craignait que cette réforme, en multipliant les instances, rende moins efficace l'ensemble du dispositif élaboré depuis des années, et lui retire une partie de ses compétences.

Le projet⁵³⁹ du délégué, constatant «le développement considérable du domaine nucléaire et des problèmes qui sont susceptibles de se poser vis-à-vis d'une opinion publique particulièrement sensibilisée», entendait redéfinir les missions du département de Protection, dont les actions devaient être appelées à se développer considérablement.

⁵³⁸ Par exemple en 1979, sont membres du Comité le Chef du SEPTEN d'EDF (P. Bacher), un représentant de Framatome (M. Coudray), le Directeur de la Division Chimie au CEA (C. Fréjacques), le Délégué Central Sécurité du CEA (A. Gauvenet), le Directeur des Applications Industrielles Nucléaires du CEA (G. Vendryes), le Directeur de la Division Combustibles et Métallurgie à Pechiney-Ugine-Kuhlmann (B. de Vulpian), le Conseiller pour la Recherche Technique et Industrielle à la DGRST (J.-C. Wanner).

⁵³⁹ «Projet de Note d'Instruction Générale pour la création d'une commission de protection», par André Gauvenet, en date du 22 août 1973. Archives CEA, Fonds HC, F5 13 46.

Dans l'exposé des motifs, il citait en particulier la récente publication des décrets relatifs aux rejets d'effluents dans l'atmosphère et dans les eaux qui allait imposer dans un délai de deux ans la parution des rapports de sûreté relatifs aux installations du CEA. Il invoquait encore un nouveau texte relatif au fonctionnement du Comité National d'Experts Médicaux, qui prévoyait que les plans Orsecrad lui soient soumis pour avis et que le CEA joue un rôle de conseil technique en la matière. D'autres textes au niveau européen rendaient également plus importantes toutes ces questions, présentées comme étant du ressort du Département de Protection. L'élargissement des compétences du DPr devait permettre au CEA de présenter une unité de doctrine en interne mais aussi face aux organismes extérieurs. Etant donné le caractère général des textes en vigueur, cela devait permettre d'éviter que des règles et principes de protection soient appliqués de façon anarchique dans un domaine jugé crucial. Mais ce nouveau pouvoir du Département ne devait pas toutefois empiéter sur les autres activités du CEA, c'est pourquoi il était proposé qu'une Commission de Protection soit mise sur pied, qui permettrait au Chef du DPr de recueillir l'avis de personnalités autorisées.

La réaction de Bourgeois aux prétentions du Département de Protection (Dr Jammet) fut catégorique : ces réformes ne pouvaient qu'amener confusion et inefficacité. Selon lui en effet ⁵⁴⁰, ces projets remettaient en question un «principe fondamental» qui avait présidé à l'organisation de la CSIA en 1960, qui voulait que chaque commission ait la responsabilité de la totalité des problèmes posés par une installation, principe qui avait également été respecté lors de la création du SCSIN. Les projets de création d'une commission de protection n'apporteraient aucun progrès puisque, pour ce qui concernait les installations CEA, la sûreté était examinée par les Commissions de sûreté compétentes. Le DPr était représenté dans ces instances, il recevait les rapports de sûreté, les examinait dans les domaines de sa compétence et pouvait exprimer son avis en Commission et éventuellement le confronter avec celui des autres membres de la Commission. En ce qui concernait la sûreté des installations non CEA, le CEA était chargé de présenter un rapport devant les Groupes Permanents lorsqu'ils étaient saisis et ici également, affirmait Bourgeois, le DPr était consulté. Pour conclure sur l'aspect nuisible de ces réformes Jean Bourgeois notait que les propositions concernant les tâches du DPr semblaient lui donner des attributions qui étaient déjà, au moins en partie, celles d'autres unités du CEA, en particulier du DSN pour ce qui était des sites, des effluents radioactifs et des accidents.

Pour autant, Bourgeois n'était pas hostile à tout accroissement des compétences du Dpr, mais sur son terrain propre comme par exemple en matière d'application des normes de protection lors des opérations sur les installations. Jean Bourgeois estimait en effet que des progrès pourraient être réalisés dans ces domaines.

Le regroupement de la protection et de la sûreté met un terme à ces rivalités par la victoire des ingénieurs physiciens sur les médecins. Car pendant plusieurs décennies, ce sont les ingénieurs physiciens qui occuperont les postes de direction de l'institut : Jean Bourgeois (1976-1978), Pierre Tanguy (1978-1985), François Cogné (1985-1988), Jean

⁵⁴⁰ Note du Directeur du DSN, J. Bourgeois, à M. le Haut-Commissaire. Note N°544 en date du 7 juin 1974. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F5.13.46.

Rastoin (1989-1990) pour ne citer que les premiers directeurs, purs produits du CEA.



Organigramme simplifié de l'IPSN de 1976 à 1982.

SPS : Service de Protection Sanitaire STEP : Service Technique d'Etudes de Protection SASR : Service d'Analyse de Sûreté des Réacteurs SASICB : Service d'Analyse de Sûreté des Installations du Cycle du Combustible SRS : Service de Recherches de Sûreté

8.6. Conclusion : le tripode de la sûreté

Le schéma d'organisation de la sûreté nucléaire en France à la fin de l'année 1976 apparaît encore complexe du fait de l'implication de nombreuses administrations. Mais le fonctionnement, du point de vue de la seule sûreté est établi : la sûreté d'un projet proposé par un futur exploitant est évaluée, pour le compte des autorités, qui ont le pouvoir de décision, par un organisme d'expertise permanent, l'IPSN. Ce dernier, qui reste au sein du CEA, rassemble à la fois la protection et la sûreté : l'analyse de la sûreté est faite au sein du Département de Sûreté Nucléaire qui dispose d'un service d'études et recherches permettant aux experts de juger sur la base des connaissances scientifiques et techniques les plus récentes. En plus des avis techniques de l'Institut, le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires peut demander avis à ses Groupes Permanents, qui réalisent alors une deuxième analyse des dossiers, généralement pour les questions plus complexes et demandant une réflexion plus approfondie. Dans ses grandes lignes, le système français de contrôle de la sûreté nucléaire peut être décrit comme un tripode s'appuyant sur trois éléments aux fonctions et aux intérêts différenciés : l'industriel (EDF), l'expert (l'IPSN plus les Groupes Permanents) et l'autorité (le SCSIN). Mais comme en témoigne le schéma présenté en 1976, les rattachements hiérarchiques des organismes peuvent laisser planer un doute. En effet le rôle du ministère de l'industrie reste prépondérant : le SCSIN en dépend, et il est à la fois tutelle d'EDF. De son côté, l'IPSN reste partie intégrante du CEA.

lance le 2 février 1970 un appel d'offres pour la fourniture d'une chaudière nucléaire dans la filière à eau légère. EDF exigeait que les propositions qui lui soient remises pour équiper la première tranche de la centrale de Fessenheim prennent comme référence des chaudières nucléaires de même type en construction aux Etats-Unis et qui devaient être mises en service en avance sur Fessenheim ⁵⁴¹. Deux propositions concurrentes sont examinées : une première proposition est soumise par Alsthom et Sogerca du groupe CGE (Compagnie Générale d'Electricité) pour une chaudière à eau bouillante sur le modèle de la centrale américaine Zimmer 1. La seconde proposition est présentée par la SFAC et Framatome ⁵⁴¹ sur le modèle de la centrale américaine de Surry, qui avait déjà été choisie comme référence pour la centrale franco-belge de Tihange. La comparaison technique ne permet pas de trancher entre les deux types de chaudières qui présentent la même fiabilité et la même sécurité ⁵⁴², et c'est le critère de prix qui pousse EDF à retenir la proposition SFAC-Framatome pour la chaudière. La proposition d'Alsthom est retenue pour le groupe turboalternateur. C'est à partir de la centrale de Fessenheim, d'une puissance de 890 MWe, que débute réellement l'apprentissage d'EDF dans la technologie à eau légère. ⁵⁴³

9.1.1. Le concept de centrale de référence : assurer les conditions d'un transfert de technologie optimum

Si dans les grandes lignes, le fonctionnement des réacteurs à eau légère est connu, il s'agit pour les ingénieurs français de comprendre dans le détail les principes de conception retenus par les ingénieurs américains pour ces machines qu'ils importent. En effet, les principes de base de ces réacteurs diffèrent sensiblement des réacteurs à uranium naturel graphite gaz développés jusque-là.

Les réacteurs nucléaires de la filière dite à "eau légère", LWR ⁵⁴⁴, par opposition à "eau lourde", ont été tout d'abord développés aux Etats-Unis. Deux grandes firmes se partagent l'essentiel du marché. Westinghouse d'une part, qui a acquis une grosse

⁵⁴¹ La SFAC forme la même année le groupe Creusot-Loire avec la Compagnie des Forges et Ateliers de la Loire, tandis que FRAMATOME appartient désormais au groupe Empain Schneider.

⁵⁴² Lamiral G., op. cit., p. 156.

⁵⁴³ Un nouvel appel d'offres est lancé en 71 pour la construction des futures tranches de la centrale de Bugey : alors qu'EDF comme les pouvoirs sont favorables à l'engagement d'une centrale à eau légère bouillante, c'est finalement à nouveau le réacteur à eau pressurisée proposé par Creusot-Loire-Framatome qui l'emporte en octobre 1971 face à ses concurrents Alsthom-Sogerca et Babcock&Wilcox. Ce choix présentait l'avantage de consolider la position de ce constructeur en facilitant par là-même l'organisation optimale de sa production, tout en laissant le temps à EDF de définir sa politique de diversification, explique Lamiral. Les tranches 2, 3, puis 4 et 5 de la centrale de Bugey sont copiées sur le modèle des tranches 1 et 2 de la centrale américaine de North Anna, d'une puissance de 900 MWe. En novembre 1971, EDF confirme la commande pour la construction d'une deuxième tranche à Fessenheim, jumelle de la première.

⁵⁴⁴ LWR est l'acronyme américain de la filière des Light Water Reactors, filière qui comprend la variante à "eau pressurisée" ou PWR (Pressurized Water Reactors) et la variante à "eau bouillante" ou BWR (Boiling Water Reactors).

expérience grâce au développement pour le programme militaire naval américain de réacteurs à "eau pressurisée" utilisés dans la propulsion de sous-marins. Westinghouse a construit en 1957 le premier réacteur nucléaire civil pour la centrale de Shippingport (90 MWe), sous l'impulsion de l'amiral Rickover. L'autre grande firme est General Electric qui a développé des réacteurs dans la variante à "eau bouillante" et construit la première grande centrale nucléaire financée par des fonds privés, Dresden I (200 MWe), en 1959.

Le nom de la filière provient du fait que l'eau ordinaire est utilisée comme modérateur et comme fluide caloporteur. L'eau ordinaire étant forte absorbeuse de neutrons, son utilisation comme modérateur impose un combustible à uranium enrichi, c'est-à-dire un uranium où on a fait passer à près de 3% la proportion de l'isotope 235 de l'uranium alors qu'il n'en contient naturellement qu'environ 0,7% pour près de 99% d'uranium 238. L'eau est par ailleurs un bon ralentisseur de neutrons du fait de la présence de noyaux d'hydrogène ce qui autorise une faible quantité de modérateur par rapport au combustible et permet la réalisation de réacteurs de faible dimension.⁵⁴⁵

Pour atteindre des températures de l'ordre de 300° en sortie du cœur tout en restant liquide afin d'assurer un bon ralentissement des neutrons, l'eau du circuit primaire - dans les réacteurs PWR - est maintenue sous forte pression. Elle cède sa chaleur dans des échangeurs, les générateurs de vapeur, qui font frontière avec le circuit secondaire : cette vapeur est alors utilisée pour l'entraînement du groupe turboalternateur. Dans les réacteurs à eau bouillante le principe est plus simple puisque l'eau est portée à ébullition au moment de la traversée du cœur, et cette vapeur produite dans le cœur est envoyée directement à la turbine, sans qu'il soit nécessaire de disposer d'un échangeur de chaleur.

⁵⁴⁵ Cette compacité a même été un atout pour cette filière : outre la puissance industrielle de Westinghouse et de General Electric et la taille colossale de leur marché, à quoi s'ajoutent l'expérience de ces compagnies acquise grâce à l'énorme programme militaire américain de construction de près de 200 sous-marins nucléaires, Pierre Bacher ajoute un troisième élément : "Cela paraît un peu trivial, mais c'est un aspect visuel : les réacteurs sont petits, comparés aux réacteurs à graphite-gaz. Ils sont petits parce que l'utilisation d'uranium enrichi permet effectivement d'avoir un système beaucoup plus compact. Et moi je me souviens des années 65 à 70... où on discutait en France : faut-il poursuivre sur le graphite-gaz ou adopter les réacteurs à eau américains, et j'ai vu toute une série de présentations, faites par les uns ou par les autres, qui comparaient simplement l'image du réacteur graphite-gaz, l'image du réacteur à eau pressurisée, l'image du réacteur à eau bouillante. Et, à voir l'image comme ça... la conclusion très qualitative bien sûr, mais beaucoup plus sentimentale que basée sur des études d'ingénieur, les réacteurs à eau légère sont dix fois moins gros que les réacteurs à uranium naturel graphite gaz, ils seront forcément moins chers. Et comme à la même époque, Westinghouse et General Electric annonçaient des coûts défiant toute concurrence, EDF a franchi le pas." (Entretien avec Pierre Bacher)

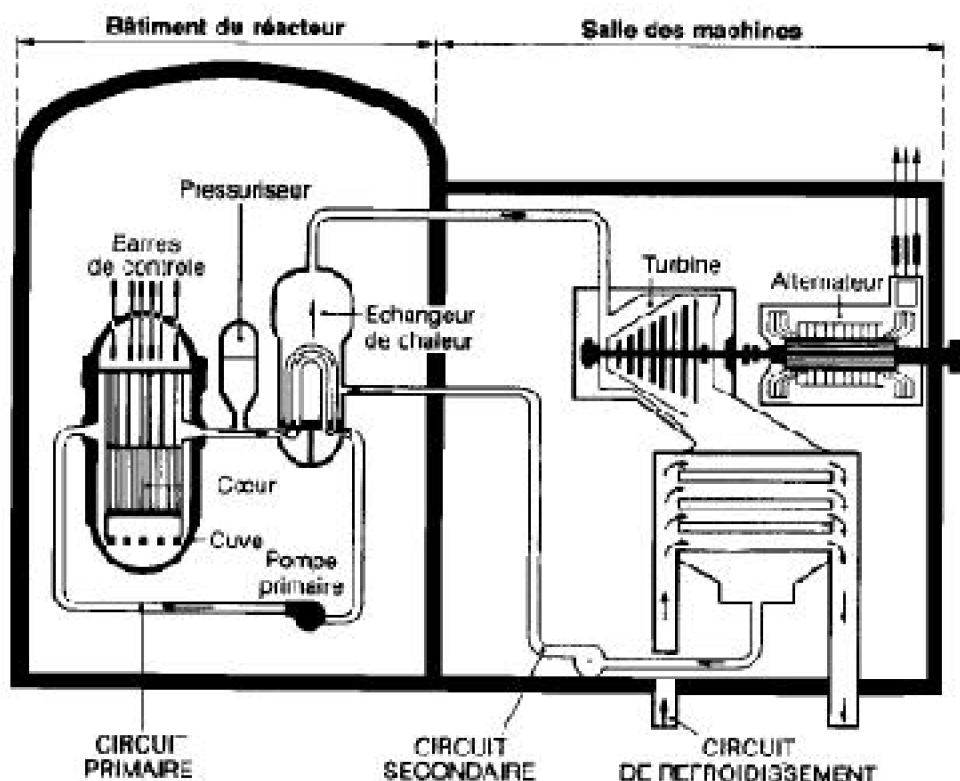


Schéma d'une centrale PWR. Source : EDF, Direction de l'Équipement, *Éléments de sûreté et de radioprotection des centrales nucléaires de 1300 mégawatts*, p. 2.

Dans cet apprentissage de la technologie des réacteurs à eau légère, EDF s'appuie sur le concept dit de « centrale de référence », adopté pour suppléer à son manque de connaissances en profondeur de ce type de réacteurs. Le concept de centrale de référence marque une étape fondamentale dans l'opération de transfert de technologie depuis les États-Unis vers la France. En effet, si Westinghouse qui est le développeur de la filière à eau pressurisée a vendu sa licence à Framatome, la licence de Westinghouse s'arrête à la chaudière nucléaire elle-même et ne prend pas en compte l'architecture d'ensemble de la centrale, c'est-à-dire comment sont agencés la salle de commande, le groupe turboalternateur, le bâtiment électrique. Sur le plan de la sûreté, la licence ne donne pas, par exemple, les détails de conception de l'enceinte de confinement, ni la réalisation précise des systèmes de sûreté, des systèmes d'injection de sécurité en particulier; elle donne des critères, mais ne donne pas le mode de réalisation. Or aux États-Unis à la fin des années soixante ce sont des architectes industriels qui ont pris la responsabilité du développement de ces différents aspects qui ne font pas partie de la licence. Le choix d'EDF a donc été de se mettre d'accord avec les Américains, le constructeur de la chaudière (Westinghouse), un architecte industriel et un exploitant nucléaire américains, en prenant pour référence une centrale donnée. Cela présente l'énorme avantage d'avoir une expérience d'exploitation, le décalage dans le temps entre la centrale EDF et sa référence devant permettre de porter remède aux éventuelles déficiences constatées en fonctionnement.

De nombreux déplacements Outre-Atlantique permettent aux ingénieurs d'EDF de

constater que dans ces années-là, deux concepts sont développés pour ces systèmes de sûreté, un concept qui est mis en œuvre à Beaver Valley et dans un certain nombre d'autres centrales ayant soit le même client soit le même architecte industriel, et un autre concept qui est développé par un autre architecte industriel, North-East Utilities, dans les centrales de Nouvelle-Angleterre. Les choix faits par les deux architectes industriels s'avèrent équivalents, et pour Fessenheim c'est la centrale de Beaver Valley qui est choisie comme référence. EDF prend comme consultant l'architecte industriel et l'électricien de la centrale tandis que Framatome, lui, s'adosse à Westinghouse, l'idée étant que chaque fois qu'un problème de compréhension ou d'interprétation apparaît, les ingénieurs français peuvent poser la question à leurs correspondants américains. Cela nécessite donc que l'installation soit pratiquement une copie de l'installation américaine correspondante.

Une centrale nucléaire met en œuvre de nombreuses compétences, qui expliquent l'ampleur de la tâche d'apprentissage, mais qui permettent de préciser également quel est le champ de l'expertise du fonctionnement d'une centrale nucléaire.

La réalisation d'une centrale nucléaire nécessite la collaboration de compétences différentes, de techniciens généralistes et de spécialistes. A la base, il faut des spécialistes de la fission du noyau, des physiciens des réacteurs qui connaissent la dynamique de la réaction en chaîne, les moyens de la contrôler. Il faut également des spécialistes des combustibles nucléaires. Ces combustibles sont insérés dans des matériaux, parfois particuliers au domaine nucléaire comme le zirconium des gaines. L'ensemble est rassemblé à l'intérieur d'une cuve en acier, disposée à l'intérieur d'une enceinte de béton. Il faut donc des spécialistes de ces différents matériaux, et en particulier des chimistes spécialistes des problèmes de corrosion, inévitables à cause de la présence de l'eau. Mais il faut aussi des spécialistes des aciers soumis à (et donc fragilisés par) l'irradiation des neutrons, ce qui concerne en tout premier lieu la cuve. Outre ces différentes spécialités, l'objectif de la réaction est d'extraire de la chaleur, et pour maîtriser les risques, il faut faire en sorte d'éviter qu'il y ait des déséquilibres entre la puissance produite et la puissance extraite, ce qui réclame l'intervention de spécialistes de thermodynamique (écoulement de l'eau, ébullition de l'eau etc.) C'est tout cet ensemble de compétences qu'il est nécessaire de rassembler et de coordonner au niveau de la conception.

9.1.2. Les compétences françaises en matière de réacteurs à eau

Jusqu'à là, l'essentiel de l'effort français en matière de réacteur à eau légère a été mené par le CEA à Cadarache pour la réalisation du prototype à terre (PAT), prototype de chaudière pour la propulsion nucléaire de sous-marin. Le projet achevé, nombre de techniciens vont diffuser dans les différents secteurs du nucléaire français, et en particulier pour renforcer les équipes de Framatome. Pour dialoguer avec Westinghouse, EDF bénéficie de l'expérience des équipes de la centrale de Chooz et des compétences de la Direction des Etudes et Recherches pour ce qui concerne les codes de calcul, compétence développée au temps du graphite-gaz avec le CEA. Pour la plupart des ingénieurs EDF, formés dans la filière graphite-gaz sur les centrales de Chinon, l'eau légère est une nouveauté.

C'est la Direction de l'Équipement d'EDF qui prend en charge ce transfert de technologie. Cet apprentissage intervient dans un contexte passablement modifié pour les hommes de l'Équipement. Accompagnant le « tournant commercial » impulsé par le Directeur général Marcel Boiteux en 1967, l'organisation d'EDF va subir quelques modifications au cours des années 1968-1972. C'est le cas en particulier pour sa Direction de l'Équipement, chargée de la conception et de la construction des grands ouvrages. Créée en 1946 par Pierre Massé sous une forme décentralisée, la Direction de l'Équipement présentait 17 Régions d'Équipement en 1967⁵⁴⁶. Un Service Etudes et Projets Hydrauliques établissait la doctrine de la Direction pour l'hydraulique, un Service Etudes et Projets Thermiques (SEPT) pour le thermique. Pour le nucléaire l'établissement de la doctrine était confié à un Service d'Etudes Générales Nucléaires (SEGN)⁵⁴⁷, mais les Régions participaient activement aux études des projets. Cette décentralisation fut critiquée au ministère de tutelle, et après l'échec d'une première réforme, on aboutit en octobre 1968 au regroupement du SEPT et du SEGN en un Service des Etudes et Projets Thermiques et Nucléaire (SEPTEN), confié à Claude Bienvenu⁵⁴⁸, un des pionniers du nucléaire à EDF. Ce service sera qualifié plus tard de « théoricien du nucléaire ». Le but de la création du SEPTEN était d'asseoir une doctrine technique commune et de limiter la responsabilité des régions d'Équipement à partir des directives techniques et des avant-projets élaborés par le SEPTEN. Dans le but de renforcer la centralisation et d'homogénéiser les méthodes de travail, le Directeur de l'Équipement entre 1969 et 1972, Jean Guilhamon, transforme les Régions d'Équipement jusque-là spécialisées dans le thermique, l'hydraulique ou le nucléaire, en cinq Régions d'Équipement mixtes qui ne sont plus indépendantes mais orchestrées par la Direction de l'Équipement. C'est une direction de l'Équipement rénovée dont Michel Hug prendra le commandement en juillet 1972 pour mettre en œuvre une politique de standardisation et de séries industrielles.

Mais pour les premières réalisations nucléaires, ce sont les Régions d'Équipement Clamart et Lyon qui s'occupent respectivement de Fessenheim et Bugey. Elles jouissent encore d'une certaine autonomie, mais l'essentiel de la tâche de l'heure consiste à savoir bien copier ce que font les Américains. Pour cela, elles bénéficient du soutien des équipes

⁵⁴⁶ La Direction de l'Équipement est alors composée de six services fonctionnels (service Projets, Service Etudes énergétiques, Service Marchés, Service Travaux, Service Géologie, Service Central de l'Équipement Thermique) et 11 Régions d'Équipement : trois Régions d'Équipement Hydrauliques (REH Nord, REH Alpes Sud, REH Alpes Nord, REH Massif Central Pyrénées), quatre Régions d'Équipement Thermique (RET 1 et RET 2 à Paris, RET 3 à Marseille, et RET 4 à Valenciennes) et trois Régions d'Équipement Nucléaire (REN 1 à Clamart, REN 2 à Tours et REN 3 à Lyon).

⁵⁴⁷ Le SEGN est confié en 1962 à Boris Saitceviski, chercheur issu des Etudes et Recherches Hydrauliques d'EDF et ancien stagiaire des Cours de Génie Atomique de Saclay.

⁵⁴⁸ Né à Alger en 1927. Sorti de l'X et de l'École Nationale Supérieure d'Aéronautique (SupAéro) en 1949, Claude Bienvenu entre à EDF en 1951 à la Direction des Etudes et Recherches. Passé en 1955 à la Direction de l'Équipement, il y joue, de 1955 à 1968, un grand rôle dans le développement de la filière UNGG, aux côtés d'autres pionniers comme Y. Teste, Jean-Pierre Roux, Boris Saitceviski. En 1968, lui est confié la tête du « Service Etudes et Projets Thermiques et Nucléaires », le SEPTEN. Après avoir réalisé cette réforme centralisatrice, Claude Bienvenu quitte la Direction de l'Équipement et est nommé en 1972 Directeur Adjoint de la Direction des Etudes et Recherches.

qui ont été impliquées dans les projets franco-belges de Chooz et de Tihange. Cependant c'est véritablement avec Fessenheim que commence l'apprentissage du nucléaire pour les ingénieurs de l'Équipement d'EDF.

9.1.3. Non seulement traduire, mais aussi interpréter

Chef du projet Fessenheim et grande figure du nucléaire en France, Pierre Bacher⁵⁴⁹ explique que les ingénieurs de la Direction de l'Équipement ont dû réaliser tout un travail d'acquisition des connaissances pour comprendre intimement les phénomènes en jeu dans ces réacteurs.

L'exemple des coefficients de température - un principe utilisé dans la conception des réacteurs à eau pour assurer une sécurité intrinsèque de la maîtrise de la réaction en chaîne - illustre ce travail d'acquisition.⁵⁵⁰ Un coefficient négatif de température pour le modérateur implique que si la température de l'eau augmente, la réactivité du réacteur diminue, ce qui est un effet stabilisateur. En cas de défaut de refroidissement, la réaction neutronique aurait ainsi tendance à se stabiliser et non à s'emballer. Ce problème des coefficients de température est particulièrement important pour les réacteurs à eau légère. En effet, dans le cas des réacteurs à modérateur solide et à refroidissement par gaz, la température du modérateur variait très lentement au cours des transitoires grâce à une très grande inertie thermique. Les exploitants pouvaient ainsi s'autoriser des coefficients de température positifs⁵⁵¹ - ce qui avait été beaucoup étudié au CEA. Ce n'est plus le cas dans un réacteur à eau légère, où il y a très peu d'eau par rapport à l'uranium : le rapport des volumes est de 2,7 et comme la densité de l'uranium est de 10 et celle de l'eau 0.7, il y a 5 ou 6 fois plus d'uranium en masse qu'il n'y a d'eau. Il n'y a donc pratiquement pas d'inertie thermique⁵⁵², ce qui signifie qu'il faut avoir une parfaite maîtrise de ces

⁵⁴⁹ La carrière de Pierre Bacher, entièrement consacrée à l'énergie nucléaire, incarne l'histoire du développement de l'énergie nucléaire en France. Aussitôt après la sortie de l'École polytechnique en 1955, Pierre Bacher entre au Commissariat à l'Énergie Atomique au Service de Physique Mathématique. Il travaille sur la filière uranium naturel-graphite-gaz jusqu'en 1968 (réacteurs G2, G3 de Marcoule, Chinon 1, 2, 3, Saint-Laurent 1 et 2, Bugey 1), d'abord en physique des réacteurs, ensuite comme responsable de projets en relation avec EDF. Il entre en 1968 à EDF, en principe pour apporter son expérience en neutronique des réacteurs à uranium-graphite-gaz à EDF, qui voulait continuer d'en faire son programme commencé en 1957. Après l'abandon de la filière quelques mois plus tard il se reconvertisse dans la filière à eau pressurisée. De 1968 à 1976 il occupe successivement les postes de chef des Services d'Étude de la Région d'Équipement Clamart, de chef de projet «Fessenheim» et de directeur-adjoint de cette même Région d'Équipement. Pendant toute cette période il a été directement responsable des centrales nucléaires de Tihange, de Fessenheim (900 MWe), puis du premier réacteur de la série suivante, celui de Paluel (1300 MWe). Il prendra en 1976 la suite de Denis Gaussoit à la direction du SEPTEN. Il dirigera ce service pendant six ans, avant de retrouver la Direction de l'Équipement proprement dite comme Directeur technique, Directeur adjoint, puis comme Directeur délégué.

⁵⁵⁰ D'après un entretien avec Pierre Bacher.

⁵⁵¹ Cf. Tanguy, P., Bacher, P., «Progrès dans les réacteurs nucléaires à uranium naturel et graphite», *Energie Nucléaire*, Vol. 3, N°2, mars-avril 1961, pp. 176-185.

⁵⁵² Cette remarque est vraie pour le cœur en cas d'arrêt des pompes primaires, mais dans tous les autres cas, pour l'inertie il faut prendre en compte l'eau de l'ensemble du circuit primaire, c'est-à-dire près de 300 tonnes d'eau pour environ 70 tonnes d'uranium.

coefficients de température. Or le coefficient de température - qui doit rester négatif - n'est pas une simple donnée naturelle. Les ingénieurs doivent jouer sur un certain nombre de facteurs pour qu'il le reste.

Dès ce niveau qui peut paraître déjà très spécialisé, intervient une composante «système» des études de conception pour la maîtrise d'un tel coefficient. Toute la passion du technicien se retrouve dans l'explication qu'en donne Pierre Bacher : «[Le coefficient de température du modérateur] est influencé par un certain nombre de paramètres, en particulier le rapport de modération - quantité d'eau sur quantité d'uranium - on ne peut pas faire n'importe quoi; il est influencé par la concentration en bore - dans les réacteurs à eau sous pression, un des moyens de contrôler la réaction, c'est l'injection d'acide borique dans l'eau, car le bore est un poison très puissant. La concentration en bore est importante en début de cycle de fonctionnement parce que vous avez de l'uranium enrichi et pratiquement pas de produits de fission (puisque vous êtes en début de cycle); puis la réactivité du combustible a tendance à diminuer au fur et à mesure qu'on brûle de l'uranium et qu'on produit des produits de fission et à ce moment-là on diminue la concentration en acide borique, de façon à ce que en fin de cycle pratiquement il n'y en a plus. Si la concentration en bore est trop importante en début de cycle, le coefficient de température devient très négatif⁵⁵³. Il y a donc une limite en concentration en bore. Une limite en concentration en bore, cela veut dire qu'il y a aussi une limite sur l'enrichissement de l'uranium que l'on peut admettre, parce que plus il y a d'uranium 235, plus il faut mettre de bore. Le coefficient de température dépend également de la quantité de plutonium présent. Quand vous avez un combustible uranium, le plutonium se forme au fur et à mesure qu'on brûle de l'uranium 235 et qu'on absorbe des neutrons dans l'uranium 238, ce qui fait qu'en fin de cycle, il y a «pas mal» de plutonium. Et le plutonium tend à donner un coefficient de température positif, parce qu'il y a une résonance à 0,3 eV qui est juste un peu plus forte que l'énergie moyenne des neutrons dans les réacteurs à neutrons thermiques, et si la température augmente, c'est-à-dire si le spectre en énergie des neutrons se déplace un peu vers le haut, on rentre dans cette résonance du plutonium 239; comme c'est un noyau très fissile on augmente la réactivité. En fin de vie, on tend à avoir un coefficient de température positif. Comme on n'a pas suffisamment d'inertie thermique, on limite également le burnup⁵⁵⁴ de combustion [...]. Il y a donc un certain nombre de paramètres qui agissent sur ces coefficients de température : le bore, l'enrichissement en uranium, l'enrichissement en plutonium, et la durée de vie, ces paramètres n'étant pas indépendants les uns des autres. C'est tout cet aspect «système» qui doit faire l'objet d'études au niveau de la conception, et puis en cours de vie du réacteur chaque fois qu'on va modifier quelque chose, en particulier le taux de combustion, ou le recyclage du plutonium qui n'était pas prévu au départ. Il faut alors refaire toutes les études système pour s'assurer qu'on est toujours dans les bonnes plages de coefficient de température : pas trop négatif au départ, encore négatif à l'arrivée, par exemple.»⁵⁵⁵

⁵⁵³ Nous verrons plus loin que le coefficient ne doit pas devenir trop négatif.

⁵⁵⁴ Le burn-up de combustion représente l'irradiation possible du combustible nucléaire. Il est mesuré en MW-jours par tonne d'uranium.

Pour l'essentiel, le travail d'importation des concepts de sûreté américains a consisté à transposer un certain nombre de règles, à les adapter à la situation française, que ce soit du côté d'EDF, du côté de l'expertise au Département de Sûreté Nucléaire du CEA, ou de l'administration. Mais l'importation ne se résume pas à un simple travail de traduction de l'Américain en Français. Tout un travail d'application reste à faire, et dans ce travail d'application réside une marge d'interprétation.

En effet, il est bon d'insister ici sur ce fait que les gens de la sûreté répètent souvent, la sûreté nucléaire, comme toute discipline scientifique, n'est jamais un système binaire, un système tranché. Il y a toujours toute une marge d'interprétation, et c'est l'expérience et un certain recul qui permettent de bien peser jusqu'où il faut aller dans les mesures que l'on adopte. Aller un peu plus loin que le strict nécessaire peut avoir dans certains cas des effets contre-productifs. Poursuivons avec M. Bacher l'exemple du coefficient de température négatif du modérateur, principe connu dans ses grandes lignes depuis longtemps par les ingénieurs, mais dont l'expérience allait préciser les marges d'utilisation :

«On a identifié une famille d'incidents, la rupture de la tuyauterie qui amène l'eau aux générateurs de vapeurs côté secondaire, et également d'ailleurs une rupture de tuyauterie vapeur, qui amène une brusque augmentation de débit dans le générateur de vapeur donc une augmentation du refroidissement de l'eau du circuit primaire et un sous-refroidissement à l'entrée du réacteur. Si le produit de ce sous-refroidissement par le coefficient de température négatif est très important, vous risquez un accident grave. En gros, on arrive dans les réacteurs à eau en début de cycle à un coefficient de température de $-40 \text{ pcm}/^\circ\text{C}$; si vous avez un sous-refroidissement de 15°C , ça vous fait 600 pcm. 600 pcm c'est l'ordre de grandeur des neutrons retardés. Vous pouvez par un sous-refroidissement et un coefficient de température trop négatif devenir prompt-critique sur ce type d'accident, ce qui est totalement inacceptable. D'une part on veut avoir un coefficient de température négatif parce que c'est un effet stabilisateur, mais on ne le veut pas trop négatif, parce que s'il est trop négatif, pour une certaine catégorie d'accidents, on peut avoir la catastrophe. On connaît bien le principe, mais le nombre d'analyses que j'ai vues qui oubliaient qu'un coefficient de température trop négatif pouvait avoir des conséquences catastrophiques... Cela, on l'apprend avec le temps.»⁵⁵⁶

On peut dire avec Pierre Bacher qu'il aura fallu une dizaine d'années aux ingénieurs français pour passer du stade des compétences de base à une véritable connaissance des problèmes pointus des réacteurs à eau sous pression, entre le moment où ils ont strictement copié une centrale américaine, et le moment où ils ont estimé qu'ils étaient prêts pour se passer de la licence. C'est en 1982 que l'accord entre Framatome et Westinghouse sera transformé en accord de coopération, ce qui signifie d'ailleurs que même après 1982 la coopération continuera.

Preuve de la nouveauté que constitue l'adoption des réacteurs à eau pressurisée, il faudra pas moins d'une quarantaine de réunions du Groupe Permanent, chacune de ces

⁵⁵⁵ Entretien avec Pierre Bacher.

⁵⁵⁶ Ibid.

réunions étant précédée de réunions préparatoires avec le soutien technique du SCSIN (le DSN du CEA), pour examiner les problèmes de sûreté avant le démarrage de Fessenheim 1. C'est dire que les débats ont été nombreux et que l'accord entre experts de l'administration et experts d'EDF sur les solutions retenues n'a pas été obtenu immédiatement.

9.2. Du côté des analystes du CEA : l'alignement forcé sur les pratiques américaines

9.2.1. La collaboration CEA-AEC

Outre le transfert des compétences en matière de technologie des réacteurs à eau qui s'effectue chez EDF et Framatome par l'envoi en stage de nombreux ingénieurs dans les centrales américaines à la fin des années soixante, les spécialistes du CEA, détenteurs quasi exclusifs des compétences françaises en matière de sûreté nucléaire, suivent de très près l'évolution des pratiques américaines dans ce domaine. Le CEA poursuit en cela des contacts établis avec l'AEC américaine dans le cadre de contacts bilatéraux depuis les années cinquante.

Si nous revenons quelques années en arrière, un premier accord bilatéral civil avait été signé le 19 juin 1956 entre la France et les Etats-Unis, qui prévoyait entre autres l'envoi de stagiaires et de missions de l'un vers l'autre pays. Cet accord conclu pour dix ans n'est pas renouvelé lors de son expiration en 1966 par les Etats-Unis qui ne veulent pas donner l'impression à Euratom d'entretenir des relations privilégiées avec la France. Mais les contacts reprennent entre le CEA et l'AEC en 1968 à l'occasion de la réunion annuelle de l'Atomic Industrial Forum aux Etats-Unis⁵⁵⁷. De nombreux comptes-rendus de visites d'ingénieurs français du CEA dans les laboratoires américains apportent d'utiles indications sur la vision qu'ils ont de leurs pairs américains et sur les (r)enseignements qu'ils tirent de ces échanges.

Dans le cadre de ces accords, le CEA et l'AEC font un point annuel de leur coopération en matière d'études de sûreté des réacteurs. Ce bilan annuel est l'occasion pour les représentants français de visiter les installations américaines. Lors d'une mission⁵⁵⁸ effectuée en 1968 qui les mène à Washington pour maintenir les contacts déjà existants avec les spécialistes des problèmes de sûreté de l'AEC, les membres du Groupe Technique de Sûreté des Piles (GTSP) transmettent cette remarque au Haut-Commissaire : «l'AEC est divisée en deux ensembles distincts, le «General Management» et la «Direction of Regulation». Cette dualité a été instituée pour que les responsables des autorisations et des règlements soient totalement séparés de ceux qui

⁵⁵⁷ Lettre DREP 68 DR 53 du 19 novembre 1968 du Directeur des Relations Extérieures et des Programmes du CEA à l'Administrateur Général et au Haut-Commissaire. Archives CEA, Fonds "Division d'Etude et de Développement des Réacteurs", cote USA 139.

⁵⁵⁸ Note du chef du GTSP, F. de Vathaire au Haut-Commissaire : Compte-rendu de mission effectuée aux Etats-Unis du 5 au 14 avril 65 : Oak-Ridge, Savannah River, Washington, par lui-même. 22/4/6. Archives CEA, Fonds Haut-Commissaire, cote F2 05 19.

s'occupent des recherches et des projets d'installations.»⁵⁵⁹ Vivement intéressé, le Haut-commissaire note dans la marge que le CEA «pourrait utilement s'inspirer de cet exemple». Après Washington, leur mission se poursuit par une visite au laboratoire national d'Argonne, à la Phillips Petroleum Company (Idaho), à la General Electric, à Atomic International et enfin à Hanford. D'autres missions conduisent les ingénieurs français du CEA spécialistes de la sûreté aux Etats-Unis, dans le cadre du CREST, où avec d'autres Européens, ils sont chargés de suivre l'avancement des programmes d'études et recherches de sûreté sur les réacteurs à eau.

9.2.2. Pour le CEA : l'heure américaine

Les hommes de la sûreté au CEA ne sont donc pas pris complètement au dépourvu lorsqu'ils doivent s'aligner derrière les pratiques américaines. En effet, le concept de centrale de référence avait une contrepartie : EDF comme Framatome eurent obligation de se conformer à toutes les règles de sûreté, présentes et à venir⁵⁶⁰, applicables à la centrale de référence. Le respect de cette conformité aux règles américaines n'était pas une mince sujétion, car les critères de sûreté ont fortement évolué aux Etats-Unis entre la date de commande de Fessenheim en 1970 et sa mise en service en 1977. Mais cela signifiait, pour le CEA également, l'adoption des pratiques américaines. Pour l'analyse de la sûreté, les décisions réglementaires devaient être dans la mesure du possible identiques à leurs correspondantes américaines, afin que soient automatiquement répercutées pour les centrales françaises toutes les décisions de l'USAEC relatives aux centrales américaines de référence.

Le coup est rude pour les spécialistes de sûreté du CEA, car cela signifie l'abandon de la méthode française dite «des barrières» développée jusque-là. Mais Bourgeois reconnaît que la référence aux règles américaines «se justifie largement par l'importance des données techniques de sûreté qui existent aux Etats-Unis et par l'ampleur de l'expérience acquise par l'USAEC dans ce domaine.»⁵⁶¹ C'est pourquoi l'analyse de la sûreté des premières centrales PWR d'EDF (Fessenheim, Bugey, Tricastin, Gravelines et Dampierre) a consisté en partie à faire l'inventaire des règles américaines (critères, normes et standards, guides de sûreté) qui étaient applicables aux centrales de référence et à vérifier qu'elles avaient été effectivement appliquées.

Un certain nombre d'adaptations ont néanmoins été nécessaires, pour différentes raisons : d'une part, nous l'avons vu, la référence américaine ne porte que sur la chaudière, or l'examen de la sûreté doit évaluer l'ensemble de la centrale. De plus, la

⁵⁵⁹ Note N° 164/68-JPM/FLF, Compte-rendu de la mission aux USA du 8 au 26 avril 1968 par Monsieur J. Bourgeois, Chef du DEP, Monsieur A. Ferrari, transmis par J.P.Millot. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, cote F2 05 19.

⁵⁶⁰ D'après Tanguy, P., «L'impact du transfert des règles et pratiques de sûreté dans le domaine nucléaire», Revue Générale Nucléaire, 1986, N°1, pp. 62-64.

⁵⁶¹ Bourgeois, J., "L'analyse de sûreté des réacteurs de puissance en France. Principes généraux et applications pratiques", Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, IAEA, SM-169/16, pp. 147-168. C'est lors de ce symposium que Bourgeois présente pour la première fois une version achevée de sa méthode des barrières.

construction d'une centrale donnée sur un site particulier pose des problèmes spécifiques qui doivent faire l'objet d'un examen au cas par cas. Enfin, l'existence d'une législation française en matière de récipients sous pression oblige à des adaptations des prescriptions américaines. C'est pourquoi le service d'analyse du CEA a procédé à une évaluation indépendante de la totalité des centrales d'EDF, avec sa méthode propre.

Cette double analyse ne comporte pas que des inconvénients, plaide Jean Bourgeois lors du symposium de l'AIEA de Jülich en 1973 : "L'analyse de la sûreté des réacteurs à eau nous permet de comparer les conclusions tirées de la méthode américaine à celles que fournit la méthode française. C'est une expérience intéressante car l'aboutissement des deux types d'analyse doit être le même, à quelques exceptions près, justifiées par les différences dues aux circonstances locales (sismicité, nature du terrain, etc.).[...] Cet exercice amène également à préciser à quel niveau doit pouvoir se situer l'établissement d'une réglementation technique générale capable, pour le moment, de s'insérer dans un cadre international. Une harmonisation plus profonde pourra être obtenue ultérieurement par un travail constant et concerté mais il nous semble que la méthode prudente et progressive que nous préconisons a un caractère réellement réaliste."⁵⁶²

Le CEA n'est pas prêt à abandonner sa méthode d'analyse, mais cela ne s'explique pas seulement par des raisons d'amour propre. En effet, le type d'analyse détermine les points à étudier, jusqu'où il faut aller dans la prise en compte des risques, quels sont les moyens à employer, les solutions acceptables. Le choix de telle ou telle méthode d'analyse de la sûreté induit la façon de raisonner, le type de questions posées, qui correspondent à tout un contexte industriel, juridique, administratif, réglementaire. Or le contexte américain n'est pas celui de la France. Qui décide de la méthode d'analyse impose son modèle aux autres. Le contexte industriel et administratif dans lequel évoluent les pays importateurs étant différent, ils doivent tenter de compenser leur retard, et dans les faits il sont forcés de suivre ce qui se fait dans le pays qui édicte les normes. La soumission provenant de l'obligation de suivre les pratiques américaines est accentuée par le fait que ces règles sont en évolution permanente. Par ailleurs, on n'a pas nécessairement envie en France ou dans les autres pays d'imiter les Etats-Unis quand ils renforcent ces règles pour des motifs jugés non de sûreté mais politiques, fonction de leur contexte propre. C'est pourquoi, tout en adoptant par obligation la méthode américaine, les hommes du CEA la comparent à la leur, qu'ils entendent imposer pour l'autre filière qu'ils développent en parallèle, celle des réacteurs à neutrons rapides.⁵⁶³

9.3. Les débats sur la sûreté aux Etats-Unis. La réglementation US

L'adoption en France des réacteurs à eau en provenance des Etats-Unis intervient dans un contexte où le domaine de la sûreté est en plein bouleversement, dû au développement du programme nucléaire américain : le nombre et la puissance des réacteurs proposés par les industriels américains augmentent de façon exponentielle au

⁵⁶² Ibid., p. 155.

⁵⁶³ Voir plus loin, dans le chapitre consacré aux études de sûreté, le paragraphe sur les réacteurs à neutrons rapides.

cours des années 60 et 70. De 1957, avec l'autorisation du premier réacteur PWR 60 MW de Shippingport, à 1965, la sûreté de tous les réacteurs à eau américains a été évaluée au cas par cas, sans référence à des critères particuliers de conception. La principale préoccupation des autorités avait été traduite en 1959 dans le code de réglementation fédérale (CFR) partie 10 article 100 qui fournissait un guide d'évaluation des sites proposés pour l'installation des réacteurs.

9.3.1. Une question taboue : la fusion du cœur

Au milieu des années soixante, deux problèmes particulièrement essentiels pour la sûreté des réacteurs à eau vont pousser dans le sens de l'établissement d'une réglementation plus détaillée en matière de critères de conception pour les réacteurs aux Etats-Unis : le problème de l'intégrité de la cuve, c'est-à-dire la possibilité pour celle-ci de se rompre lors d'un accident, et celui de la fusion du cœur. Ces deux sujets seront considérés comme tabous pour les industriels, aussi bien aux Etats-Unis qu'en France. Nous traiterons plus loin la question de la possibilité de la rupture de la cuve. Disons simplement pour le moment que c'est à partir de 1965 qu'on s'interroge sur la possibilité pour cet élément essentiel pour la sûreté⁵⁶⁴ de se rompre sous l'effet d'une fragilisation du métal. Cette rupture était considérée jusque-là comme «incroyable».

Alors que le débat sur l'intégrité de la cuve fait rage entre les spécialistes va s'ajouter à partir du milieu des années soixante une seconde controverse, cette fois à propos de la possibilité de fusion du cœur. En juin 1966⁵⁶⁵, lors d'une réunion sur la réévaluation du rapport WASH 740 de 1957, deux spécialistes américains de la sûreté, Beck et Wensh, présentent des calculs montrant que la fusion du cœur d'un réacteur de 3200 Wth aurait pour conséquence non seulement de rompre la cuve mais également de rompre l'enceinte de confinement. Le cœur continuerait alors de fondre en s'enfonçant dans la terre jusqu'à ce qu'assez de chaleur ait été dissipée. Il pourrait ainsi se retrouver à l'opposé du globe des Etats-Unis, en Chine, ce qui donna naissance au terme de «syndrome chinois» pour la fusion du cœur.

Jusque-là le bâtiment de confinement était considéré comme une barrière indépendante capable de limiter les rejets radioactifs à l'extérieur même en cas de fusion du cœur, du moins en l'absence de gros missiles pouvant résulter de la rupture brutale de la cuve. On estimait qu'en cas de fusion du cœur à travers la cuve, le bâtiment en béton, recouvert d'une couche d'eau, pourrait rester suffisamment froid et demeurer intact grâce aux dispositifs de sûreté présents à cet effet. Or, en juin 1966, des experts mettaient en évidence un lien entre la fusion du cœur et la perte du confinement ultime.

Cela allait entraîner un changement profond dans l'esprit des membres du groupe consultatif d'expert (ACRS) et de certains membres de la partie «réglementaire» de l'AEC. Mais ce changement ne se traduira pas dans la réglementation étant donné l'opposition de l'AEC⁵⁶⁶ et des milieux industriels, très soucieux de ne pas rallonger les délais

⁵⁶⁴ La cuve est une partie de la deuxième barrière entre les produits de fission et l'atmosphère.

⁵⁶⁵ Okrent David, Nuclear Reactor Safety. On the History of the Regulatory Process, The University of Wisconsin Press, Madison, 1981, p. 101.

d'engagement des centrales. Les industriels, la partie «développement» de l'AEC et même les commissaires de l'AEC, s'opposent à ce que le processus réglementaire considère les accidents impliquant la fusion du cœur. La question de la fusion du cœur restera une question «tabou» dans le milieu nucléaire, bien que ces accidents fassent partie des cas étudiés par les spécialistes de la sûreté.

Pour les experts, il s'agissait désormais de se pencher plus précisément sur les causes pouvant provoquer la fusion du cœur, et en particulier sur l'accident de perte de réfrigérant primaire (LOCA, Loss Of Coolant Accident).

9.3.2. La controverse sur l'ECCS

Certes, pour les experts de l'AEC et de l'ACRS, les chances qu'un accident de fusion du cœur entraîne la perte du confinement sont minimales. Mais un tel scénario serait néanmoins possible au cas où les dispositifs de refroidissement de secours ou ECCS (Emergency Core Cooling System) ne seraient pas efficaces. La question de l'ECCS va être fortement controversée tout au long des années soixante-dix, entre experts de sûreté de l'AEC d'abord, avant que le débat ne déborde le cercle limité des experts en 1970, notamment avec l'intervention des scientifiques de l'UCS (Union of Concerned Scientists). Ces scientifiques pour la plupart extérieurs au monde nucléaire vont rendre la controverse publique en utilisant des rapports internes de l'AEC et grâce à l'aide de l'expertise du professeur de physique du MIT Henry Kendall.

En octobre 1966, l'AEC met sur pied un groupe de travail (task force) pour étudier la fiabilité de l'ECCS. Composé de six représentants de l'industrie nucléaire et de cinq laboratoires de recherche, le groupe de travail remet son rapport⁵⁶⁷ au début de l'année 1968. Jusque-là, les réacteurs étaient conçus en supposant que les systèmes de refroidissement de secours fonctionneraient en cas de besoin. Le confinement était donc conçu pour résister à tout accroissement de pression dû à la vapeur d'eau qui résulterait d'une rupture de canalisation, mais à condition que le système de refroidissement de secours fonctionne effectivement. Le groupe d'études analysa différents cas en faisant l'hypothèse que l'ECCS ne fonctionne pas correctement. Il montra que cela pouvait provoquer la fusion de larges parties du cœur et qu'on ne pouvait assurer que le confinement resterait intact si tout ou partie du cœur venait à fondre. Cette conclusion allait imposer un changement de philosophie de la sûreté à l'AEC : jusque-là, l'AEC considérait l'enceinte comme une barrière ultime, indépendante, contre le rejet de radioactivité dans l'atmosphère. Il était maintenant visible que dans certaines circonstances, cette barrière pouvait céder. La clé pour la protection du public était d'empêcher les accidents sévères qui menacent le confinement, et cela dépendait fortement de l'efficacité de l'ECCS.

⁵⁶⁶ La partialité de l'AEC, la prédominance qu'elle accorde à la promotion de l'énergie nucléaire sur les aspects de sûreté a été montrée par de nombreux auteurs, en particulier Daniel Ford, *Meltdown. The secret Papers of the Atomic Energy Commission*, Simon & Schuster, New York, 1982.

⁵⁶⁷ US Atomic Energy Commission, "Emergency Core Cooling," Report of an Advisory Task Force on Power Reactor Emergency Core Cooling, USAEC Report TID-24226, January 1968.

Si certains voient dans cette étude un grand bouleversement dans le champ de la sûreté nucléaire ⁵⁶⁸ conduisant à l'amélioration des systèmes de refroidissement de secours (plus grande capacité, alimentation électrique sécurisée, meilleure instrumentation), d'autres sont plus critiques ⁵⁶⁹. Les experts de l'ACRS de leur côté ⁵⁷⁰ marquent leur accord avec la conclusion du rapport en faveur de l'amélioration de l'intégrité du système primaire et de la conception de systèmes de refroidissement de secours efficaces. Mais ils constatent que le rapport n'a fourni aucune réponse à la question du traitement des effets d'une fusion du cœur ou à la prévention de ces fusions de cœur, et n'a pas défini de programme de recherche sur ces questions.

Des recherches sont par contre lancées sur l'efficacité des systèmes de secours. C'est dans ce cadre que des expériences à échelle réduite sont effectuées sur une installation censée modéliser le comportement d'un réacteur à eau pressurisée ayant perdu son réfrigérant. Les résultats de ces essais provoquent la consternation parmi les membres de l'AEC car ils s'avèrent complètement différents de ce qu'avaient prévu les simulations sur ordinateur. Lors des essais menés au National Reactor Testing Station (NRTS) d'Arco dans l'Idaho pendant l'hiver 1970-71, l'eau de refroidissement envoyée en secours par l'ECCS ne put jamais atteindre le cœur, 90% de cette eau avait fui par la même brèche qui avait provoqué le LOCA. Même s'il s'avérera plus tard que l'installation expérimentale ne pouvait pas simuler correctement le comportement réel d'un réacteur, la différence entre les calculs et l'expérience à échelle réduite renforce les doutes plus qu'elle ne les dissipe. Elle montre en effet qu'il peut y avoir des erreurs dans les modèles de calcul utilisés par l'AEC pour les accidents de perte de réfrigérant primaire. C'est pourquoi l'AEC décide en 1971 de modifier ses critères en spécifiant de façon plus détaillée les hypothèses à retenir pour ce type d'analyse, sous la forme de critères provisoires, les "Interim Acceptance Criteria".

La publication de ces critères en juin 1971 ne met pas fin à la controverse, au contraire. Des scientifiques de l'UCS organisent une mission aux laboratoires de l'Idaho et d'Oak Ridge et établissent des contacts avec les scientifiques mécontents de la façon dont les questions de sûreté sont traitées. En janvier 1972, l'UCS publie des articles dans la presse, critiquant la validité des critères de l'AEC. C'est pourquoi la Commission décide de tenir un débat public sur les critères d'acceptation de l'ECCS, dont les conclusions auront force de loi ("rule-making hearing"). Les auditions se déroulent entre janvier 1972 et juillet 1973. A cette occasion, le témoignage d'un expert des assemblages combustibles d'Oak Ridge est dévastateur. ⁵⁷¹ Philip Rittenhouse ⁵⁷² explique que de

⁵⁶⁸ Pershagen, Bengt, *Light Water Reactor Safety*, Pergamon Press, Oxford, 1989, p. 8. Bengt Pershagen est un ingénieur suédois qui a travaillé pour AB Atomenergi puis pour son successeur Studsvik AB. Il a notamment travaillé sur le réacteur bouillant de Markiven. Son livre est préfacé par le Directeur Général de l'AIEA, Sigvard Eklund.

⁵⁶⁹ Cf notamment : Bupp, Irvin C., et Jean-Claude Derian, *Light Water. How the Nuclear Dream Dissolved*, Basic Books, New York, 1978. Ou : Ford, Daniel, *Meltdown. The Secret Papers of the Atomic Energy Commission*, Simon and Schuster, New York, 1986.

⁵⁷⁰ Comme le relate quelques années après David Okrent qui en était alors le président. Okrent, op. cit., p. 169.

⁵⁷¹ Cf. Ford, Daniel, *Meltdown. The Secret Papers of the Atomic Energy Commission*, Simon and Schuster, New York, 1986.

nombreux spécialistes restent dubitatifs quant à l'efficacité des systèmes ECCS, et il fournit même une liste de 30 scientifiques d'Oak Ridge, du NRTS d'Idaho et de l'AEC centrale qui ont des doutes. Les auditions de 1972 et 1973 aboutissent à un document de plus de 22 000 pages. Le gouvernement publie en décembre 1973 une version révisée de son "Emergency Core Cooling System Interim Acceptance Criteria", mais là encore le texte est critiqué, notamment par un groupe de travail formé de chercheurs de la Société Américaine de Physique.⁵⁷³

Dans un rapport publié en 1975, cette association conclut entre autres à la difficulté d'une évaluation quantitative de tous les aspects de la sûreté des réacteurs sur la base des informations disponibles à ce jour. Elle estime que le consensus sur l'efficacité des ECCS ne pourrait être obtenu qu'à partir de recherches approfondies pendant plusieurs années, et dont les résultats soient publiés et évalués par la communauté technique. Les études de sûreté sur l'efficacité des ECCS posent en effet de redoutables questions de transfert de chaleur, d'écoulement en phase double (eau et vapeur). De plus, les chercheurs de l'ANS mettent en doute les essais pour tester l'efficacité de l'ECCS effectués sur l'installation LOFT, qui représente un réacteur réel à une échelle 1/60^{ème}. C'est surtout la capacité d'extrapolation à une taille normale qui pose problème, d'autant que les programmes informatiques utilisés pour prédire le comportement des ECCS sur de gros réacteurs comportent de nombreux paramètres ajustables : même si ces programmes sur ordinateur parvenaient à modéliser les accidents simulés sur LOFT, ce qui est loin d'être le cas à leurs yeux, on ne serait jamais certain de savoir quelles valeurs de ces paramètres seraient adéquates pour les gros réacteurs.

La fin des années soixante et le début des années soixante-dix aux Etats-Unis sont donc marqués par de vifs débats d'experts sur des questions de sûreté épineuses. Outre la possibilité de la rupture de la cuve, la question du LOCA et de l'efficacité de l'ECCS, une autre question de sûreté, moins fortement controversée, mais très importante voit le jour au début des années 70, soulevée par l'ACRS. Ce n'est pas la question du refroidissement qui est cette fois en cause mais la possibilité d'arrêter la réaction en chaîne par chute des barres (SCRAM) lors d'un transitoire prévu. Le comité d'experts va mener la bataille sur la question de l'ATWS (Anticipated Transient Without Scram) lors de l'examen pour l'autorisation de la centrale General Electric de Newbold Island, en exigeant que des moyens de secours soient prévus pour faire face aux ATWS.

Ces débats d'experts se déroulent dans un contexte où l'opinion se montre de moins en moins favorable à l'énergie nucléaire. A partir de 1962, la contestation antinucléaire prend naissance, d'abord au niveau local. Elle se manifeste en premier à propos de la

⁵⁷² Rittenhouse développe un certain nombre d'arguments montrant l'influence d'une défaillance de barre combustible sur l'efficacité des systèmes d'injection de secours dans la célèbre revue Nuclear Safety en 1971 : Rittenhouse, P. L., «Fuel-Rod Failure and Its Effects in Light-Water Reactor Accidents», Nuclear Safety, Vol. 2, N° 5, September-October 1971, pp. 487-495.

⁵⁷³ American Physical Society, "Report to the APS by the Study Group on Light Water Reactor Safety", Reviews of Modern Physics, Vol. 47, Suppl. N°1, 1975. Sur l'étude de l'APS, voir : Fred C. Finlayson, "A view from outside", Bulletin of the Atomic Scientists, 31, n° 7, September, 1975, pp. 20-25, et, Herbert J. C. Kouts, "The Future of Reactor Safety Research", The Bulletin of the Atomic Scientists, 31, n° 7, September, 1975, pp. 32-37.

demande de construction de la centrale de Ravenswood, 1000 MWe, à proximité de la ville de New York. Il s'agit de l'une des plus puissantes centrales projetées à cette date qui devait de plus être implantée au voisinage d'une zone urbaine. L'opposition prend de l'ampleur à partir de 1963-64 avec le projet de construction de la centrale de Bodega Bay en Californie, dans une zone fortement sismique proche de la faille de San Andreas. L'opposition des populations jouera un grand rôle dans l'abandon des deux projets. Après cette opposition de caractère local, la contestation s'empare de questions techniques plus pointues : une première mise en cause globale de l'énergie nucléaire au cours des années soixante concerne la question de la pollution thermique provoquée par les centrales nucléaires, c'est-à-dire le réchauffement des eaux et ses conséquences sur l'environnement. Mais la question la plus controversée et qui suscite le plus d'inquiétudes dans le public est celle de la protection contre les radiations, mettant en cause les conséquences possibles du développement de l'énergie nucléaire, même hors accident : les effets des rejets radioactifs en fonctionnement normal des installations nucléaires menaceraient la vie de dizaines de milliers de personnes chaque année, comme l'expliquent deux dissidents des laboratoires de Livermore devenus célèbres, Gofman and Tamplin.⁵⁷⁴ La technicité des débats autour de l'énergie nucléaire monte encore d'un cran avec la question très technique de l'ECCS, plus spécifiquement de sûreté, d'autant que l'opposition peut s'appuyer sur les analyses de certains experts extérieurs à l'AEC mais aussi sur les débats internes à la communauté des experts nucléaires.

9.3.3. Le renforcement de la législation américaine : critères et guides

Dans un contexte marqué par ces controverses, on note un renforcement de la législation américaine à partir de 1965. A l'origine, la demande d'un renforcement réglementaire émane des milieux industriels et des commissaires de l'AEC⁵⁷⁵ eux-mêmes, qui souhaitent réduire les délais d'autorisation des centrales. D'une durée de un an, ils souhaitent ramener ces délais à six mois, par la normalisation des procédures et des

⁵⁷⁴ Cf. notamment Walker, Samuel J., «The Atomic Energy Commission and the Politics of Radiation Protection, 1967-1971», Isis, 1994, 85, pp. 57-78.

⁵⁷⁵ Le début de l'année 1967 voit la création au sein de l'AEC d'une "Division of Reactor Standards" au sein de la "Direction of Regulation". Un encadré d'un texte de son nouveau directeur, Edson G. Case, publié dans la revue de la Société Américaine Nucléaire, Nuclear News, résume ainsi les objectifs des Standards et critères réglementaires : "The development and publication of regulatory criteria and standards have several basic objectives : - Specification of acceptable safety criteria for design, fabrication, testing, and operation of nuclear facilities, systems, and components. - Specification of acceptable standard techniques and assumptions for analysis of the performance of nuclear facilities, systems, and components. - Facilitating communication among all responsible parties involved in nuclear safety. A particular design method or procedure for analyzing the performance of a design can be specified by reference to a published set of standards or requirements. - Improving the safety review process. This can be achieved in two principal ways : (1) Criteria will serve to identify in advance the more important safety issues and the Commission's requirements concerning them. Information submitted for review can then be concentrated on these issues. (2) If acceptable standards for design and analysis are developed, design aspects conforming with these standards can be identified in a particular application and a detailed review of these aspects dispensed with in that case. Efforts of designers and reviewers can then be concentrated on other significant matters." Edson G. Case, "AEC Program in Nuclear Standards : Regulatory Functions - Division of Reactor Standards", Nuclear News, November 1967, pp. 44-47.

critères d'acceptabilité des réacteurs.

C'est ainsi que suite à des discussions initiées avec les industriels en novembre 1965, la Commission, en juillet 1967, publie au Registre Fédéral (32 F.R. 10 213) une série de critères généraux de conception (General Design Criteria) pour les systèmes et composants des réacteurs de puissance, soumise au public pour commentaire⁵⁷⁶. Selon la tradition réglementaire américaine, toutes les personnes intéressées sont invitées à présenter, par écrit, des commentaires et suggestions sur les textes proposés, pendant une période donnée après la publication au registre fédéral. L'AEC examine les commentaires reçus et détermine s'il convient de faire entrer l'amendement en vigueur. C'est alors seulement que l'amendement est publié à nouveau au Registre Fédéral, accompagné d'une date d'entrée en vigueur qui précise le jour où il fait officiellement partie de la réglementation⁵⁷⁷.

Ces critères généraux doivent servir de base ou de cadre à partir desquels des critères ou normes réglementaires plus détaillés seront développés. Pour l'essentiel, ces critères sont dérivés des pratiques qui ont conduit à l'approbation des derniers réacteurs par la Commission. Après révision, c'est finalement en février 1971 que ces critères généraux sont ajoutés sous forme d'une annexe au titre 10 du code de réglementation fédérale, qui stipule les règles d'autorisation pour les centrales nucléaires, devant prendre force de loi 90 jours plus tard⁵⁷⁸.

64 critères sont ainsi spécifiés, auxquels viendront s'ajouter de nouveaux critères au fur et à mesure de l'avancement de la jurisprudence en matière d'autorisation et de l'avancement des connaissances. Ces critères généraux se veulent des exigences minima pour les réacteurs à eau : "Les critères principaux de conception établissent les exigences nécessaires en matière de conception, de fabrication, de construction, de test et de performance pour les structures, systèmes et composants importants pour la sûreté; c'est-à-dire, les structures, systèmes et composants qui fournissent une assurance raisonnable que la centrale peut être exploitée sans risque illégitime (undue risk) pour la santé et la sûreté du public."⁵⁷⁹

Les termes employés dans cette introduction au 10 CFR 50 Appendix A, «assurance raisonnable», «undue risk», montrent toute la difficulté de proposer une philosophie générale en matière de sûreté, qui fixe des critères objectifs. Les Pouvoirs publics en

⁵⁷⁶ L'article d'un représentant de Niagara Mohawk Power Corp., qui estime que le nouveau guide de l'AEC simplifie les spécifications techniques (Tech Specs), est un exemple de commentaire provenant des milieux industriels. Selon lui, le nouveau système de l'AEC pour la réglementation des centrales nucléaires est complexe et dévoreur en temps, mais il promet des exigences moindres pour l'obtention des licences et une meilleure flexibilité pour l'exploitation. Gerald K. Rhode, "New AEC guides simplifies Tech Specs", *Power*, December 1967, pp. 125-127.

⁵⁷⁷ Derrière une procédure apparemment très démocratique, D. Ford en particulier montre que dans la réalité, l'AEC se débrouillait pour mettre hors de portée du public les données scientifiques émises par les laboratoires de recherche travaillant en contrat pour elle, ou les avis des experts qui émettaient des doutes sur l'efficacité des systèmes de sûreté adoptés par les industriels.

⁵⁷⁸ "General Design Criteria for Nuclear Power Plants", 10 CFR 50 Appendix A, *Federal Register*, Vol. 36, N0. 35, Saturday, February 20, 1971, pp. 3255-3260.

France seront d'ailleurs confrontés à cette même difficulté. La sûreté ne peut se résumer à la stricte application de règles, mais surtout, on évite de fixer dans la loi la frontière entre ce qui est acceptable et ce qui ne l'est pas. Répartis en six chapitres, les critères traitent d'exigences générales (critères 1 à 5), de la protection contre les produits de fission par interposition de barrières multiples (10 à 19), des systèmes de protection et de contrôle de la réactivité (20 à 29), des systèmes concernant les fluides (30 à 46), du confinement (50 à 57) et du contrôle du combustible et de la radioactivité (60 à 64).

Le début des années soixante-dix marque bien aux Etats-Unis le grand bond en avant de la réglementation puisque parallèlement à ces critères réglementaires, l'AEC s'attache depuis 1970 à la publication de guides de sûreté qui se proposent d'aider les demandeurs d'autorisation et les exploitants à respecter les prescriptions générales et les directives figurant dans le Code de Réglementation Fédérale. Les guides ⁵⁸⁰, à la différence des critères précédents n'ont pas force de loi, mais ont pour but de recommander des solutions acceptables à des problèmes de sûreté dans les cas où l'AEC n'a pas encore décidé qu'une solution particulière devait être rendue obligatoire. L'AEC entend transformer un certain nombre de ces guides en règles contraignantes lorsqu'elle aura acquis suffisamment d'expérience à leur sujet. En attendant, le respect des guides n'est pas obligatoire. Ils indiquent simplement des moyens possibles d'appliquer la réglementation. D'autres moyens sont admis s'ils reposent sur une solide justification. Ces guides vont fleurir dans les années suivantes, on en dénombrera plus d'une centaine en 1978.

En ce qui concerne l'élaboration des normes, ce sont près de 400 organismes non gouvernementaux qui se consacrent à cette tâche, même si pour l'essentiel elles émanent de l'American Nuclear Society (ANS), de l'American Society for Testing and Materials (ASTM), de l'Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE), de l'American Society of Mechanical Engineers (ASME) et de l'American National Standards Institute (ANSI).

Les bases du contexte réglementaire américain sont donc en place au début des années soixante-dix. Regroupée dans l'article 10 du Code de Réglementation Fédérale, la réglementation de l'AEC comprend parmi les plus intéressants sur le plan technique son article 20 (10CFR20) qui fixe les normes de protection contre les rayonnements, l'article 50 (10CFR50) qui présente les impératifs à respecter en ce qui concerne la conception, la construction et l'exploitation des centrales nucléaires et des usines de retraitement du combustible, et l'article 100 (10CFR100) qui fournit les critères destinés à guider la Commission dans sa tâche d'évaluation des sites proposés pour l'installation des réacteurs.

⁵⁷⁹ Le texte original est le suivant : "The principal design criteria establish the necessary design, fabrication, construction, testing, and performance requirements for structures, systems, and components important to safety; that is, structures, systems, and components that provide reasonable assurance that the facility can be operated without undue risk to the health and safety of the public." General Design Criteria, op. cit., p. 3257.

⁵⁸⁰ Minogue, R. B., "Normes et critères de sûreté des réacteurs en application ou en préparation aux USA", Symposium on principles and standards of reactor safety, Jülich, Feb. 5-9, 1973, IAEA, SM-169/46.

9.3.4. La question de l'intégrité de la cuve des réacteurs à eau sous pression. La qualité de la construction

Malgré le renforcement des normes, une question reste taboue : la rupture de la cuve. La cuve d'un réacteur est un immense récipient métallique d'une dizaine de mètres de hauteur, 3 à 4 mètres de diamètre, d'une vingtaine de centimètres d'épaisseur pesant plusieurs centaines de tonnes, qui contient le cœur du réacteur. Elle fait partie du circuit primaire dans lequel circule l'eau sous forte pression. Comme tous les récipients sous pression, une rupture est théoriquement possible en fonction de l'état du métal qui peut être fragilisé par différents phénomènes. Ce qui est nouveau et moins connu dans le cas de l'énergie nucléaire, c'est la fragilisation que peuvent induire les neutrons qui frappent la cuve.

La question des cuves sous pression s'avère particulièrement difficile pour les experts dans la mesure où les réacteurs ne disposent pas de moyens de protection contre les ruptures de cuve. Si cela devait se produire, il s'ensuivrait la fusion du cœur et la perte de l'intégrité du confinement, provoquant un rejet de radioactivité majeur. Exprimé différemment, les réacteurs ne sont pas dimensionnés pour faire face à la rupture brutale de la cuve. La plupart des experts considèrent en effet qu'étant donné les précautions prises en matière de construction, une rupture de la cuve est exclue.

L'intégrité de la cuve est une question essentielle de la sûreté nucléaire. En effet, une précaution prise dès le début des années cinquante aux Etats-Unis pour empêcher la dispersion dans l'atmosphère des produits de fission en cas d'accident avait été d'entourer le réacteur d'une large enceinte en béton, considérée comme ultime, censée contenir ces poisons. Or dès 1961, le principe selon lequel la rétention de ces produits serait en dernier lieu assurée par l'enceinte en cas de rupture de la cuve est mis en doute par certains experts américains. Ces derniers avancent que la rupture de la cuve pourrait conduire également à la rupture de l'enceinte de confinement, ce qui signifie que ces deux barrières, selon la terminologie française, sont loin d'être indépendantes.

Le comité d'experts sur la sûreté des réacteurs (ACRS) recommande ainsi à l'AEC le développement de codes et de normes pour la cuve sous pression et d'autres parties du circuit primaire, en mettant en particulier en avant la question de la fragilisation des cuves soumises à l'irradiation par les neutrons. Mais ce n'est qu'à partir de 1965 que cette question devient la cause d'un débat assez violent entre experts. Jusque-là, la rupture de cuve avait été considérée comme "incredible". Or en 1964, un cas de rupture s'était effectivement produit sur un échangeur de chaleur à une température proche de la température de fragilisation, alors que des rapports d'experts britanniques publiés en 64 et 65 montraient la possibilité d'une rupture rapide des cuves en acier des réacteurs à des températures supérieures à la gamme des températures de fragilisation. Autrement dit, une rupture de cuve pourrait se produire dans des gammes de températures de fonctionnement, pour lesquelles ce type de défaillance était censé être exclu du fait de l'épaisseur des aciers.

La probabilité de ce type de rupture est certes supposée très faible, mais aucune statistique n'est disponible. C'est pourquoi d'après débats⁵⁸¹ opposent les experts en

sûreté nucléaire américains sur la question du caractère croyable ou incroyable d'une défaillance de la cuve. Mais c'est du côté des représentants de l'industrie comme du côté de l'AEC que l'opposition à cette question est la plus ferme : les membres de la Commission comme les industriels veulent s'en tenir à la position adoptée jusque-là, considérant ce type de défaillance comme invraisemblable, estimant même que le comité d'experts tend à se transformer de plus en plus en une assemblée d'académiciens discutant de problèmes éthérés.

Au sein de l'ACRS, on se demande par exemple s'il n'est pas nécessaire de rajouter une enceinte supplémentaire pour protéger l'enceinte de confinement contre des missiles qui proviendraient de l'explosion de la cuve. Face aux réactions hostiles de la part de l'AEC et des industriels, l'ACRS doit réviser sa position : si l'on ne peut pas traiter les conséquences d'une rupture, il faut tout faire pour en prévenir les causes. L'ACRS va ainsi mettre l'accent sur les problèmes d'amélioration de la qualité de fabrication des cuves, des méthodes d'inspection et de surveillance au cours de l'exploitation.⁵⁸² En 1965, les Etats-Unis lancent un programme de recherche sur la question des seuils de fragilisation des aciers de grosse section («Heavy Section Steel Test Program»), qui durera presque dix ans. Les spécialistes français de sûreté affirment que ces recherches menées par le laboratoire d'Oak Ridge permettent de montrer qu'aux températures de travail considérées, les aciers épais des parois des cuves à pression sont très résistants et n'ont pas tendance à se fracturer rapidement.⁵⁸³

9.3.4.1. La question de la qualité de construction aux Etats-Unis

L'accent est donc mis sur la qualité de la construction : guides et normes doivent garantir que la cuve, dans les conditions de fonctionnement prévues, ne se rompra pas. La question de la sûreté au niveau de la construction n'était pas nouvelle puisqu'un ouvrage de référence en matière de sûreté, publié en 1964 aux Etats-Unis par deux spécialistes membres de l'ACRS, *The Technology of Nuclear Reactor Safety*,⁵⁸⁴ notait déjà l'importance à accorder à cette question. Les experts relevaient d'ailleurs de nombreux manquements à la qualité de la construction : «De nombreuses centrales ayant connu des difficultés avec leurs réacteurs par suite d'une finition insuffisante, de matériaux défectueux et autres difficultés au stade de la construction, on ne saurait trop en souligner l'importance. Si elle n'est pas correctement exécutée, la construction d'un réacteur peut réduire à néant toutes les mesures qui ont été prises pour en assurer la sûreté. On ne peut guère donner de directives en cette matière si ce n'est qu'il est indispensable de maintenir les normes les plus strictes sur le chantier.»⁵⁸⁵

⁵⁸¹ Okrent, David, *Nuclear Reactor Safety. On the History of the Regulatory Process*, The University of Wisconsin Press, Madison, 1981, pp. 85-102.

⁵⁸² L'ACRS recommande malgré tout en juin 1966 lors de l'examen de la centrale d'Indian Point 2 que des mesures de protection soient prises contre les forces mécaniques issues d'une rupture longitudinale de la cuve.

⁵⁸³ Bourgeois et al., *La sûreté nucléaire...*, op. cit., p. 85.

⁵⁸⁴ Thomson, T. J., Berckerley, J. G., *The Technology of Nuclear Reactor Safety*, MIT Press, 1964.

La question de l'assurance de la qualité est mise à nouveau sous les feux de l'actualité à la suite d'une fuite détectée en septembre 1967 sur un mécanisme de grappe de contrôle de la centrale d'Oyster Creek. Cet incident va donner un grand élan à la réglementation d'un programme d'assurance de la qualité dont l'AEC fait l'une de ses priorités. Mais malgré ces efforts de formalisation des procédures concernant le contrôle de la qualité de construction des éléments importants pour la sûreté des réacteurs, ce problème va continuer de questionner les experts⁵⁸⁶, d'autant que d'autres incidents vont survenir, mettant en cause des problèmes de fabrication.

9.3.4.2. L'assurance de la qualité et la mise à niveau de l'industrie française

De la même façon, quand la question de la résistance de la cuve des réacteurs à eau est posée en France au début de l'année 1971, la position retenue est d'apporter le maximum d'attention à la qualité de construction de la cuve plutôt que d'entourer celle-ci de blocs de béton. Puisqu'on est dans l'impossibilité de remédier à une telle rupture, il s'agit de prendre toutes les précautions possibles dans le contrôle de la qualité de fabrication des cuves. Dans ce domaine également, l'impulsion vient d'Outre-Atlantique.

Selon un ingénieur de la Direction de l'Équipement d'EDF, l'un des premiers en France à mettre l'accent, au nom de la sûreté, sur les questions de qualité des constructions est Pierre Tanguy, chef du DSN⁵⁸⁷. Lors d'une réunion en mai 1972 avec des représentants d'EDF, Tanguy commente un article de la revue *Nuclear Safety*⁵⁸⁸ au sujet des nouvelles prescriptions d'inspection et de contrôle du code ASME, code de la Société Américaine des Ingénieurs Mécaniciens, référence incontournable en matière de normalisation. Cette nouvelle version du fameux code américain de construction des cuves sous pression - ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section III, Nuclear Power Plant Components - a été publiée à New York en 1971. «Le code ASME, explique Tanguy, couvre toutes les phases de la réalisation des cuves nucléaires : dessin, fabrication, matériaux, contrôles, épreuve, montage. Depuis 1968, l'ASME exige du constructeur la mise en œuvre d'un programme détaillé dit "assurance de qualité", avant de délivrer son certificat. Cette exigence, qui constitue un changement important par rapport à la doctrine antérieure de l'ASME, a été jugée nécessaire pour garantir l'intégrité des cuves et autres composants essentiels à la sûreté des installations. Il faut rappeler ce qu'on entend aux USA par "assurance de qualité". Il s'agit d'une part du contrôle de qualité proprement dit, comprenant l'examen des caractéristiques des matériaux et des composants, et la définition des critères d'acceptation, et d'autre part des procédures de mise en œuvre de ce contrôle : son organisation, qui est responsable à chaque stade,

⁵⁸⁵ cité par Bourgeois J., Tanguy P., Cogné F., Petit J., La sûreté nucléaire en France et dans le monde, Polytechnica, Paris, 1996, pp. 93-94.

⁵⁸⁶ Cf. Okrent, D., op. cit., p. 231.

⁵⁸⁷ Lamiral, G., op. cit., p. 303.

⁵⁸⁸ Nuclear Safety, Vol. 13, N°2, March-April 1972, pp. 99-103.

quels sont les documents fournis, qui vérifie que le contrôle a été effectué. C'est ce dernier aspect qui a été particulièrement développé dans les dernières révisions du code [ASME], de 1968 à 1971.»⁵⁸⁹ En particulier, Tanguy note que le code ASME définit de manière détaillée les responsabilités respectives de chacun des protagonistes du nucléaire, l'exploitant, le constructeur, le monteur, l'ASME, et l'agence d'inspection. "Ce système, poursuit le responsable du Département de Sûreté Nucléaire du CEA, a été élaboré à la demande de l'USAEC pour maintenir une qualité de fabrication essentielle à la sûreté des réacteurs, ceci malgré l'expansion du programme nucléaire américain, la compétition économique, l'arrivée sur le marché de nouveaux fournisseurs. C'est parce que l'USAEC craignait ne plus pouvoir assurer la même surveillance qu'à l'époque où les Américains ne construisaient qu'une ou deux centrales nucléaires par an, qu'il a été jugé nécessaire de formaliser une procédure administrative très rigoureuse. Il ne faut pas oublier en outre que l'USAEC elle-même exerce un rôle de contrôle et d'inspection sur l'ensemble des composants de la centrale qui vient se superposer au système ASME."⁵⁹⁰

La description par Tanguy de la procédure de «quality assurance» suscite un vif intérêt parmi les participants à cette réunion et en particulier chez EDF. Dans les mois qui suivent, l'électricien met en place une organisation analogue pour ses propres services et ses fournisseurs. Les bases de cette nouvelle organisation de la qualité à EDF sont jetées par une note commune de la Direction de la Production et du Transport et de la Direction de l'Équipement du 21 juin 1973.

En France, la procédure d'assurance de la qualité représente une petite révolution dans le monde de l'industrie. La grande revue des milieux nucléaires français, la *Revue Générale Nucléaire*, bimestrielle publiée depuis février 1975, consacre deux numéros au cours de l'année 1976 à la question de la qualité. Dans un article du début 1976, des représentants de Framatome, EDF, Fives-Cail Babcock, GAAA, Franco-Belge de Fabrication de Combustibles, Intercontrôle, Technicatome et un expert métallurgiste du CEA témoignent de cette exigence nouvelle pour les industriels : "La situation française en matière d'assurance de la qualité des centrales nucléaires, à toutes les étapes de leur vie, est caractérisée par les efforts faits par tous ceux qui participent à la création, à la réalisation et à l'exploitation des centrales pour se plier aux exigences nouvelles de l'assurance de la qualité. Son apparition, encore récente, puis son développement, déjà spectaculaire, constituent une révolution dans les méthodes de travail et les façons de penser. Il reste encore un long chemin à parcourir..."⁵⁹¹ Derrière le consensus affiché par les auteurs, responsables de sociétés fournisseurs ou clientes, se dissimule le fait que l'industrie française n'avait pas acquis le niveau de qualité requis pour la production de matériel destiné à l'énergie nucléaire. Une anecdote en circulation dans le milieu nucléaire attribue au Directeur de l'Équipement d'EDF, Michel Hug, ce jugement selon lequel au moment du lancement du programme nucléaire, l'industrie française était incapable de

⁵⁸⁹ Pierre Tanguy, «Les prescriptions d'inspection et de contrôle du code ASME», in Georges Lamiral, op. cit., Tome 2, Annexe 36.

⁵⁹⁰ Ibid.

⁵⁹¹ Cante, Feger, Genevray, Hennion, Moneyron, Monneyron, Normand, Rastoin, Silberstein, Vaujour, "L'assurance de la qualité", *Revue Générale Nucléaire*, 1976, N°1 Janvier-Février, pp. 27-36.

réaliser une soudure de qualité nucléaire.

Depuis 1970, EDF avait mis au point un ensemble de règles de construction applicables aux composants des chaudières nucléaires à eau légère, rassemblées dans un document appelé "Cahier des Prescriptions de Fabrication et de Contrôle" (CPFC). Ces prescriptions fixaient un certain nombre de règles de caractère général, de limites à l'intérieur desquelles le constructeur était libre d'établir ses propres spécifications techniques. Celles-ci devaient être soumises à EDF pour examen afin de vérifier leur conformité aux prescriptions contractuelles. Bien que d'un caractère général, ces règles pouvaient s'avérer plus sévères que celles du code ASME, notamment en ce qui concerne la corrosion intergranulaire des revêtements en acier inoxydable. Ces exigences supplémentaires n'allaient pas faciliter la tâche du constructeur Framatome qui devait à la fois se soumettre de par la licence aux exigences américaines, à celles d'EDF, puis plus tard à celles de la réglementation de l'Administration française.

Avec le lancement du programme de construction de centrales de la filière à eau légère et l'exigence d'EDF de l'instauration d'une organisation de la qualité chez ses fournisseurs, les choses allaient encore se compliquer. Jusque-là, explique Lamiral, «pour les centrales thermiques conventionnelles les fournisseurs d'EDF étaient astreints au contrôle EDF mais ils n'étaient pas obligés d'avoir leurs propres services de contrôle; c'était à eux d'estimer les risques qu'ils prenaient en ne contrôlant pas leurs fabrications préalablement aux contrôles EDF. Pour les centrales nucléaires de la filière graphite-gaz la même méthode fut suivie, mais pour les composants les plus importants, EDF obligea ses fournisseurs à effectuer leurs propres contrôles; EDF imposa également tant à ses fournisseurs qu'à ses propres services une formalisation plus poussée des contrôles et la présentation de leurs résultats.»⁵⁹²

Cette exigence de formalisation du contrôle de la qualité conduit EDF à rajouter en janvier 1974 une annexe intitulée "Organisation de la qualité" aux textes contractuels avec ses fournisseurs. Ce texte définit les obligations des fournisseurs en matière de qualité. L'organisation de la qualité doit être décrite de façon précise et détaillée dans des documents écrits. Ceux-ci doivent indiquer les effectifs, leur répartition, la liste des moyens dont ils disposent, les responsabilités de chacun, les modalités d'exercice du contrôle, l'ensemble des vérifications et contrôles mis en place. A ce contrôle interne, l'organisation de la qualité doit ajouter un «contrôle externe» : l'entreprise fournisseur doit disposer d'agents ayant l'indépendance, la compétence et l'autorité voulues pour assister la Direction dans sa tâche de contrôle.

Cette formalisation doit généraliser la préparation des actions et leur compte-rendu, au travers de documents écrits. Aux yeux de la Direction de l'Equipement, elle doit permettre à l'industrie française de parvenir à une qualité de fabrication industrielle à la hauteur de l'enjeu du programme nucléaire. Il ne s'agit pas de chercher la perfection, mais par l'organisation, d'arriver à «faire des choses exceptionnelles avec des moyens ordinaires.»⁵⁹³ Pour le Directeur de l'Equipement d'EDF en effet, le but n'est pas de

⁵⁹² Lamiral, op. cit., p. 302.

⁵⁹³ Selon une formule de Michel Hug lors d'un entretien.

réaliser des prouesses techniques, mais d'associer compétence technique et organisation. Cela doit permettre de réaliser et d'exploiter «dans des conditions industrielles» des centrales nucléaires sûres et fiables. En introduction d'un numéro de la *Revue Générale Nucléaire* de l'été 1976 spécialement consacré à la qualité, Michel Hug explicite la politique industrielle d'EDF : «Dans des conditions industrielles, il est utile de le préciser, car l'utilisation de l'énergie nucléaire, si elle suscite des développements technologiques notables, ne fait pas pour autant appel à des techniques de pointe. Ni la sûreté, ni la fiabilité des installations ne reposent d'ailleurs sur la perfection de chaque composant pris isolément, ce qui serait illusoire. Elles résultent d'un agencement des parties constitutives qui permet, en ne se fondant que sur la qualité qu'on peut raisonnablement atteindre pour celles-ci dans une fabrication industrielle, d'obtenir un niveau élevé de qualité pour l'ensemble. L'organisation de la qualité proprement dite permet alors que cette qualité industriellement raisonnable, prise en compte au cours de l'examen de sûreté fait lors de l'instruction des demandes d'autorisation de création, soit effectivement obtenue et qu'on puisse en apporter la preuve.»⁵⁹⁴

Parallèlement à la mise en œuvre d'une politique de qualité en matière de construction chez les fournisseurs et leur client EDF, les Pouvoirs publics vont à leur tour émettre un certain nombre de règles pour les composants des centrales nucléaires.

9.4. La réglementation française en matière de sûreté nucléaire

La décennie soixante-dix voit comme aux Etats-Unis l'émergence progressive d'une réglementation française en matière de sûreté des installations nucléaires. L'adjectif «progressive» est sans doute un euphémisme, car cette mise en place est effectuée par l'administration d'une façon pour le moins lente et prudente. Au cours de la décennie, un seul véritable texte, mais fondamental, régit à partir de 1974 la sûreté des réacteurs à eau, en imposant au constructeur et à l'exploitant des règles concernant la cuve des réacteurs à eau sous pression.

9.4.1. Les enjeux d'une réglementation

La situation des autorités réglementaires est délicate : du point de vue institutionnel d'abord. Le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, mis en place en 1973, ne dispose que d'un personnel numériquement peu important (conformément aux volontés de l'Administrateur Général du CEA André Giraud qui obtient des pouvoirs publics que l'essentiel des moyens techniques d'expertise soient conservés au CEA) et peu formé aux questions nucléaires. Il doit s'appuyer sur l'expertise technique des hommes du CEA, dont un certain nombre lui sont détachés momentanément. De plus, le SCSIN se trouve au sein du ministère de l'industrie, dont l'objectif est le bon déroulement du programme décidé par le gouvernement : sa tâche est donc de réglementer, sans entraver.

Cette double préoccupation est omniprésente chez les hommes de l'administration.

⁵⁹⁴ Hug, Michel, « Qualité et centrales nucléaires : introduction », *Revue Générale Nucléaire*, 1976, N°4, Juillet-Août-Septembre, p. 296.

Jean Servant, chef du SCSIN l'exprime à plusieurs reprises lors de colloques internationaux. En 1975, à propos de la difficulté d'élaborer une réglementation technique, il précise qu'une «telle tâche est rendue délicate par le caractère évolutif des techniques nucléaires et le souci qu'ont les pouvoirs publics, tout en assurant une sûreté convenable, de ne pas gêner cette évolution de façon inutile ou excessive.»⁵⁹⁵ Deux ans plus tard, alors qu'un «effort important» est en cours en France pour développer la réglementation technique, il rappelle à nouveau l'état d'esprit de cette réglementation : «Cet effort est dicté à la fois par la conscience des risques potentiels de l'énergie nucléaire (qui oblige, par souci de prévention, à réglementer avant que l'expérience de construction et d'exploitation soit très développée) et par le désir de faciliter, autant que faire se peut, la tâche des constructeurs et exploitants en fixant, dans leurs grandes lignes, les «règles du jeu». A cet égard, comme je le disais en avril 1975, le développement de la réglementation technique générale répond à la multiplication d'installations de types semblables ou voisins et à la «standardisation» croissante des équipements.»⁵⁹⁶

La réglementation n'est en effet pas seulement un problème technique. Sa mise en place est l'occasion de confronter des conceptions différentes sur la manière d'atteindre une bonne sûreté, mais elle est aussi le lieu d'expression et son résultat la consécration des rapports de force existant entre les différents acteurs du jeu nucléaire. D'ailleurs, même si tous les acteurs officiels œuvrent à la réussite de l'électronucléaire, les intérêts sont différents, voire divergents, par exemple entre EDF et ses constructeurs (dont le principal Framatome) sur les questions de qualité et donc de prix des commandes, entre l'administration et EDF, ou entre l'administration et ses experts. Or dans le contexte français, la concertation est la règle, le consensus - au moins de façade - est de mise. La méthode favorite d'élaboration des décisions est le groupe de travail rassemblant les différents protagonistes. Mais il est bien difficile d'avoir une idée claire des positions respectives des uns et des autres, puisque tout a lieu lors de ces «dialogues techniques», cette pratique que les Américains qualifient avec ironie de «french cooking»⁵⁹⁷. La synthèse de ces débats, lorsqu'elle apparaît dans des documents publics, est on ne peut plus consensuelle, tous les conflits sont effacés. C'est en particulier le cas des premiers articles de la *Revue Générale Nucléaire* consacrés à la sûreté nucléaire de 1976⁵⁹⁸. La lecture de ces seuls documents ne peut permettre de reconstituer les débats, dont d'autres sources montrent qu'ils ont parfois été particulièrement âpres.⁵⁹⁹

⁵⁹⁵ Servant, Jean, «Pratique et évolution des procédures d'autorisation et de la réglementation nucléaire en France», in Nuclear Energy Maturity, Proceedings of the European Nuclear Conference, Paris, 21-25 avril 1975, vol. 10, p. 38.

⁵⁹⁶ Servant, Jean, «Prescriptions réglementaires et pratique administrative en matière de sûreté des installations nucléaires», Conférence internationale sur l'énergie d'origine nucléaire et son cycle du combustible, Salzbourg, 2-13 mai 1977, Agence Internationale de l'Energie Atomique, IAEA-CN-36/228, p. 165.

⁵⁹⁷ Selon l'expression recueillie lors d'un entretien avec l'un des successeurs de M. Servant.

⁵⁹⁸ «Autorisation et normalisation des centrales nucléaires», RGN, 1976, N°1, pp. 19-26, signé de Banal, Faral, Gouzot (EDF), Cogné, Coulon (CEA), Loverdo (Framatome). Ou : «L'assurance de la qualité», RGN, 1976, N°1, pp. 27-36, signé de Silberstein (Framatome), Faussat (CEA), Foure (Franco-Belge de Fabrication de Combustibles).

Toute la difficulté de la réglementation réside dans l'art du bon compromis entre objectifs à atteindre et prescriptions du «comment faire». Ce sont deux exigences contradictoires, dont chacune présente des avantages et des inconvénients. Aux Etats-Unis, les autorités édictent un certain nombre de règles dont le respect par les constructeurs leur assure qu'ils obtiendront l'autorisation pour leur installation, ce qui justifie un grand nombre de règles, codes, normes qui dictent le comment faire, dans le détail. Cette façon de réglementer par de nombreuses prescriptions considérées à l'avance comme adéquates correspond à la demande des industriels eux-mêmes qui veulent s'assurer une certaine stabilité des règles. Dans le cas français c'est une condition pour bénéficier des facteurs d'échelle (pour Framatome) et de la standardisation par paliers (pour EDF), mais également pour disposer d'une référence qui leur permette de se prévaloir pour l'exportation de la caution de l'administration. Mais les avantages de cette méthode peuvent être contrebalancés par l'édition par l'administration de règles toujours plus précises, plus nombreuses et plus contraignantes. A l'inverse, avec la fixation d'objectifs généraux à atteindre mais qui ne garantissent pas aux constructeurs et exploitants l'obtention de l'autorisation, ceux-ci ont certes la liberté des moyens qu'ils souhaitent mettre en œuvre, mais ils peuvent toujours se voir notifier un refus d'autorisation par l'administration et des exigences non formulées officiellement mais plus draconiennes de fait, qui de plus peuvent évoluer dans le temps.

9.4.2. L'intervention du Service des Mines

On se souvient que le décret de décembre 63 était resté de peu de portée en matière réglementaire puisqu'il n'avait pas créé d'autorité administrative en matière de sûreté : il avait simplement mis en place les comités d'experts chargés de juger au cas par cas de la sûreté des installations nucléaires sous la forme tout d'abord d'un groupe d'experts du CEA, transformé en 1967 en groupe "ad hoc" tripartite, toujours dominé par le CEA. Le décret de 1963 (article 10bis) prévoyait que le Ministre de l'industrie édicterait, par arrêtés, une réglementation technique.

La première réglementation du ministère de l'industrie en matière d'énergie nucléaire intervient le 15 juin 1970 sous la forme d'un arrêté relatif aux caissons des réacteurs nucléaires en béton précontraint par armatures métalliques. Il restera le seul texte en vigueur jusqu'en 1974. L'initiative de cette première réglementation n'émane pas des milieux nucléaires ou de questions spécifiques au nucléaire. Elle revient au Service des Mines du ministère du développement industriel en charge de la réglementation des appareils à pression, en vertu d'une loi d'octobre 1823 actualisée par une loi du 28 octobre 1943.

Alors que les cuves métalliques des réacteurs EDF1 et EDF2 entraient dans le cadre de la réglementation des Mines en tant que récipients sous pression, les caissons en béton précontraint des réacteurs UNGG n'y furent soumis qu'à partir du décret n°61-1070

⁵⁹⁹ Les procès verbaux de deux réunions du Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire, tenues en 1974 et 1975 dont nous avons eu connaissance, montrent nettement les oppositions qui existent entre les différents protagonistes du champ nucléaire en France. A cette époque, les membres du Conseil Supérieur sont exclusivement choisis parmi les hauts dirigeants concernés. Les débats ont donc lieu entre gens partageant globalement les mêmes valeurs, ce qui autorise une grande franchise dans les débats.

du 21 septembre 1961. C'est à l'initiative du Chef du Service des Techniques Industrielles et de la Recherche à la Direction des Mines, Jean Servant, que fut réuni en 1965 un groupe de travail comprenant des représentants de l'Administration des Mines, de l'Administration des Ponts et Chaussées, des entreprises, du CEA et d'EDF pour la réglementation spécifique aux caissons de réacteurs nucléaires en béton précontraint. Le travail de ce groupe aboutit à l'Arrêté du 15 juin, première réglementation au monde en la matière. Mais ces règles concernant les réacteurs graphite-gaz entreront en vigueur plusieurs mois après l'abandon officiel de la filière par EDF.

9.4.3. L'arrêté du 26 février 1974

L'adoption des réacteurs à eau légère va renforcer le poids de l'administration des mines dans le contrôle de la sûreté. En effet, les cuves et plus généralement le circuit primaire des réacteurs à eau sont sous pression en fonctionnement normal et rentrent de ce fait dans le champ de compétences du Service des Mines. C'est ainsi qu'au début de l'année 1971⁶⁰⁰, le Service des mines (DITEM) entreprend la rédaction d'un règlement visant le circuit primaire des chaudières nucléaires à eau. Le circuit primaire d'un réacteur à eau sous pression comprend principalement la cuve, les canalisations qui amènent l'eau sous pression dans le cœur et l'en extraient, le pressuriseur, les pompes et les générateurs de vapeur.

Autour d'ingénieurs de la Direction des Mines, un groupe de travail composé d'experts d'EDF, du CEA, de Framatome et de la CGE⁶⁰¹ s'attelle à la rédaction de ce texte. Le groupe est animé par Yvon Bonnard, inspecteur général à EDF. Polytechnicien (X, 1930), ingénieur général du Génie Maritime, Yvon Bonnard avait acquis une réputation d'excellent métallurgiste⁶⁰² et il apportera une grande aide au chef du Service Central pour la mise au point de cette réglementation.

Lors des discussions avec le constructeur Framatome et l'exploitant EDF, discussions qui nécessitent une douzaine de séances plénières, les ingénieurs de la Direction des Mines se trouvent en position de médiateurs entre ces différentes parties. Conformément à la tradition française en matière de réglementation, l'Etat fixe des règles générales de sécurité, en particulier des obligations de résultat, mais non les règles de l'art laissées à la charge des constructeurs, concepteurs et exploitants. Pour les

⁶⁰⁰ De Torquat, C., Quéniart, D., Barrachin, B., Roche, R., "La sûreté des appareils à pression des chaudières nucléaires et son aspect réglementaire en France", Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, IAEA, SM-169/16, pp. 147-168. Christian de Torquat et Daniel Quéniart sont ingénieurs des mines au Ministère du Développement Industriel et Scientifique. B. Barrachin et R. Roche travaillent au Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay du CEA.

⁶⁰¹ Les représentants de la CGE sont présents puisqu'à cette époque la politique suivie par EDF est celle de la diversification en PWR (Framatome) et BWR (CGE).

⁶⁰² Yvon Bonnard avait notamment mis au point le métal des cuves de méthanier, qui posaient également des problèmes de fragilité car le méthane est maintenu à des températures très basses. Au sein d'EDF, il était chargé du suivi des cuves de réacteur et apporté de précieux conseils aux ingénieurs de la centrale de Chooz pour la mise au point de l'acier de la cuve, un acier au manganèse molybdène avec légère addition de nickel.

industriels, cela présente tout d'abord l'avantage d'éviter une trop grande rigidité si le besoin se fait sentir de modifier ces règlements, d'autant que l'expérience en matière de fonctionnement des réacteurs nucléaires est faible et qu'on ne tient pas à figer le progrès technique. C'est une préoccupation partagée par l'administration, qui veut ainsi encourager les industriels à innover dans les solutions qu'ils apportent. Eviter de codifier des règles de l'art sous la forme d'une réglementation trop détaillée est également une façon d'éviter de déresponsabiliser les constructeurs : aucune méthode n'est a priori satisfaisante.

Comme les autres règlements dont l'établissement est le fait de la puissance publique, l'arrêté sur le circuit primaire principal contient des prescriptions et un certain nombre de règles techniques jugées nécessaires à la protection des personnes et des biens. Mais ce ne sont pas des règles de construction qui, elles, sont laissées à la charge de différents organismes qui éditent des codes et des normes : organismes de normalisation groupés dans l'AFNOR, organismes de contrôle comme le Groupement des propriétaires d'appareils à pression et électriques (GAPAVE) ou le Bureau Veritas, organismes professionnels de constructeurs tels que le Syndicat national de la chaudronnerie (SNCT). Mais l'application des textes émis par ces organismes ne signifie pas qu'ils respectent le règlement. Le constructeur est responsable non seulement de la sûreté du matériel qu'il construit, mais aussi de l'application du règlement. L'intervention du Service des mines, qui en surveille l'application, ne diminue pas la responsabilité du constructeur.

Lors de la présentation d'une version presque achevée du futur arrêté lors du congrès de Jülich en février 1973, les auteurs du Service des Mines et du CEA justifient ce libéralisme traditionnel de l'administration française par les bons résultats obtenus jusque-là en matière de sûreté des appareils à pression : «Au début de ce siècle, le nombre des accidents en France était très réduit, alors que certaines grandes nations industrielles supportaient plusieurs explosions de chaudière par jour. Ce sont ces résultats qui ont conduit la puissance publique à laisser la plus grande initiative possible au constructeur.»⁶⁰³ Cette philosophie diffère sensiblement des pratiques en vigueur à l'étranger, et notamment américaines et ne pouvait manquer de nécessiter cette explication des ingénieurs français chargés de l'élaboration de la réglementation devant leurs homologues étrangers.

Le texte issu des débats du groupe de travail est officialisé par l'Arrêté du 26 février 1974 relatif à l'application de la réglementation des appareils à pression aux chaudières nucléaires à eau.

Le problème de l'intégrité de la cuve nécessite de départager les responsabilités entre constructeur et exploitant en cas de défaillance, car dans le système réglementaire français, comme indiqué plus haut, si l'administration arrête un certain nombre de règles jugées indispensables mais non nécessairement suffisantes, exploitant et constructeur ne sont pas déchargés de leur responsabilité; le rôle de l'Administration se limite à la surveillance et l'application de la réglementation. C'est pourquoi une partie importante de l'arrêté du 26 février 1974 s'attache à préciser les responsabilités qui incombent à l'un et à

⁶⁰³ De Torquat et al., «La sûreté des appareils à pression...», op. cit., p. 345.

l'autre.⁶⁰⁴

Le constructeur français est laissé libre de ses choix mais il doit en justifier le bien-fondé devant l'Administration qui a fixé les objectifs à atteindre en matière de sûreté. Pour cela, le constructeur doit fournir à l'Administration des dossiers relatifs à la conception, aux matériaux employés pour la fabrication, à la fabrication proprement dite, aux organes de contrôle, de régulation et de sécurité et enfin un dossier relatif au contrôle de la fabrication. Avant la mise en service, les appareils sont soumis à une épreuve hydraulique en présence d'un représentant des Pouvoirs Publics. En possession de ces documents, l'administration peut apprécier la sûreté des dispositions prises par le constructeur auquel elle peut réclamer des compléments ou des précisions. C'est également le constructeur qui est tenu par l'administration comme responsable du dimensionnement de l'appareil; il doit pour cela faire une analyse complète de la résistance de l'appareil. L'article 7 du décret définit les diverses «situations» dans lesquelles l'appareil peut se trouver. Ces situations ont été regroupées en quatre catégories :

- 1°) les sollicitations statiques dont les valeurs ne peuvent être dépassées en fonctionnement normal; 1.
- 2°) les sollicitations en fonctionnement normal (marche continue, transitoires, mais aussi surcharges occasionnées par les incidents courants) 2.
- 3°) les sollicitations apparaissant dans des circonstances très peu fréquentes mais dont l'éventualité est prévisible. Enfin, 3.
- 4°) les sollicitations correspondant à des circonstances accidentelles hautement improbables dont il convient cependant d'étudier les conséquences sur la sécurité de l'appareil. 4.

Dans le cadre de l'analyse de la sécurité de son appareil, le constructeur devra montrer en particulier que l'appareil ne présente aucun risque de rupture brutale (Art. 9). Le constructeur devra estimer la résistance de son appareil à l'apparition de différents dommages : déformation excessive, instabilité plastique, instabilités élastiques et élastoplastiques, déformation progressive, fissuration progressive. Pour cela, il devra montrer que l'appareil ne subit pas les trois premiers de ces dommages lorsqu'il est placé dans des situations obtenues en multipliant les chargements des situations évoquées par des coefficients résumés dans un tableau :

Décret du 26 février 1974, coefficients multiplicatifs à appliquer aux chargements des différentes situations (Art. 10)

⁶⁰⁴ Banal, Cogné, Coulon, Faral, Gouzot, Loverdo, «Autorisation et normalisation des centrales nucléaires», Revue Générale Nucléaire, 1976, N°1 Janvier-Février, pp. 19-26. Banal, Faral, Gouzot sont d'EDF, Cogné, Coulon du CEA, Loverdo de Framatome.

Domage	Catégorie 1	Catégorie 3	Catégorie 4
Déformation excessive	1,5	1,2	-
Instabilité plastique	2,5	2	1,1
Instabilité élastique ou élastoplastique	2,5	2	1,1

Pour assurer sa tâche de contrôle des fabrications du constructeur, l'administration se dote de moyens propres qu'elle centralise au niveau de l'arrondissement minéralogique de Dijon pour former en 1974 le Bureau de Contrôle de la Construction Nucléaire (BCCN).

Après les devoirs du constructeur, l'arrêté de 1974 fixe ceux de l'exploitant. Ce dernier a pour obligation de "définir les conditions d'utilisation, afin de vérifier que l'appareil ne sera pas placé dans des situations plus sévères que celles pour lesquelles il a été conçu"⁶⁰⁵. Il doit «soumettre à l'Administration un ensemble de consignes écrites d'exploitation, tenir à jour un registre d'exploitation, surveiller les effets de l'irradiation et l'évolution des défauts éventuels, et procéder à des renouvellements périodiques de l'épreuve hydraulique, accompagnées de visites complètes de l'appareil.» Les intervalles entre deux épreuves ne pourront pas excéder 10 ans.

Cette épreuve hydraulique est une spécificité française issue de la vieille réglementation des appareils à pression. C'est la marque du Service des Mines qui depuis le XIXème siècle assure le contrôle des appareils sous pression et qui a été investi de la mission de contrôler les chaudières nucléaires. Cette épreuve hydraulique a été l'objet de débats intenses⁶⁰⁶ lors de l'élaboration du texte parmi les experts du groupe de travail. Les constructeurs craignaient qu'au cours de l'épreuve hydraulique on fasse travailler le métal à un taux tel qu'il détériore l'appareil plutôt qu'il n'apporte une garantie de qualité sur ce qui avait été construit. Ils pouvaient citer les débats en cours au Etats-Unis où des arguments étaient apportés pour augmenter la pression de l'épreuve et d'autres pour ne pas l'augmenter. En effet, une épreuve hydraulique, comme essai de sécurité, comporte une certaine surpression qui fait nécessairement travailler le métal à un taux supérieur à son taux de travail normal. Les coefficients utilisés dans les règlements français anciens étaient élevés et avaient été progressivement diminués, passant de 2 à 1,25, soit pour ces derniers une majoration de 25%, devant permettre une réelle efficacité de l'épreuve sans avoir d'effets néfastes sur des constructions bien calculées. Pour le circuit primaire des centrales nucléaires ce sont des coefficients de 1,31 ou 1,5 qui ont été retenus car l'épreuve est faite à la température ordinaire alors qu'en service elle dépasse 300°C, si bien que lors de l'épreuve, le métal travaille à peu près dans les mêmes conditions qu'en température à 10% au-dessus de la pression de calcul. Un compromis a donc été adopté pour tenir compte à la fois d'une surpression suffisante pour que l'épreuve soit

⁶⁰⁵ Arrêté du 26 février 1974 portant application de la réglementation des appareils à pression aux chaudières nucléaires à eau (J.O. du 12-3-74, p. 2817), complété par arrêté du 6-12-74 (J.O. 19-12-74, p. 12773).

⁶⁰⁶ Cf. Compte-rendu définitif de la réunion du 5 mars 1974 du Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire dont le deuxième point à l'ordre du jour est la «sûreté des cuves sous pression des réacteurs à eau».

significative et du souci de ne pas obliger les constructeurs à faire des appareils qui soient dimensionnés uniquement pour l'épreuve sous pression. A la différence des Etats-Unis où une nouvelle version du code ASME n'attribuait plus à l'épreuve hydraulique qu'un rôle de vérification sans importance, la position retenue en France a été de conserver tout son rôle à cette épreuve. D'ailleurs l'importance de cette épreuve pouvait être confirmée par le fait qu'au cours de telles épreuves des phénomènes disruptifs avaient été observés dans le monde.

Outre les efforts portés au stade de la construction des cuves, le groupe d'experts à l'origine de l'arrêté, et Jean Bourgeois en particulier, a estimé qu'il était fondamental de travailler sur les possibilités de contrôle en service. Cette exigence nécessitait une collaboration entre industriels qui construisent, exploitent, et responsables de la sûreté : des recherches devaient permettre que des appareils de contrôle non destructif, par émission acoustique notamment, soient opérationnels rapidement pour être à la disposition de l'exploitant et de la puissance publique pour assurer un contrôle de plus en plus sérieux.

Les dispositions prises à la construction comme le suivi du contrôle étaient jugées d'autant plus importantes qu'elles permettaient d'exclure la possibilité de rupture de la cuve. Dans le cas contraire, il aurait fallu envisager le renforcement des enceintes de confinement en cas de rupture de la cuve, sous la forme de casemates. Les mesures préventives retenues ont ainsi été jugées aptes à rendre pratiquement impossible une rupture brutale de la cuve entraînant un accident grave ayant des conséquences pour l'environnement.

9.4.4. La réglementation technique générale

Le nouveau Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN), mis en place au sein du ministère de l'industrie par le décret du 13 mars 1973, était en particulier chargé «d'élaborer la réglementation technique concernant la sûreté des installations nucléaires». Mais on peut s'interroger pour savoir pourquoi l'administration est chargée d'émettre une réglementation technique en matière de sûreté nucléaire, en quoi cela est nécessaire, d'autant que depuis le lancement du programme nucléaire français, depuis la construction et le démarrage du premier réacteur civil en 1963, on s'en était passé.

9.4.4.1. Pourquoi une réglementation technique générale ?

Trois numéros de la revue *Annales des Mines* spécialement consacrés à la sûreté nucléaire, en janvier 1974, en mars-avril 1976 et en juin 1980, ainsi que deux numéros de la *Revue Générale Nucléaire* de janvier 1976 et mai-juin 1983, permettent de suivre la lente évolution de la mise sur pied de la réglementation française en matière de sûreté nucléaire. Les raisons avancées pour l'instauration d'une réglementation par des responsables du Service Central quelques années après sa création n'apportent d'ailleurs pas de réponse claire à la question posée. Les arguments avancés - permettre un meilleur déroulement des procédures, limiter ce qui peut sembler arbitraire, arbitrer entre les différents partenaires - éclairent le fait que la nécessité d'une réglementation émerge de tous les secteurs d'activité concernés par le nucléaire, que ce soit du côté des

constructeurs, de l'exploitant, de l'administration, des experts de sûreté, ou de l'opinion publique, chacun avec ses raisons propres.

Voici les explications un peu impressionnistes que donnent en 1980 deux ingénieurs du Service Central et un expert du CEA pour les causes de l'élaboration de textes réglementaires : «Des considérations très diverses ont mis en évidence la nécessité d'élaboration d'outils réglementaires(...) : la définition précise des responsabilités en matière de sûreté; la nécessité de la prise en compte pour l'élaboration du projet des prescriptions de sûreté qui peuvent être exprimées a priori; la mise en commun, pour un ensemble d'installations, de conclusions qu'il serait inutile de réétudier dans chaque examen spécifique; l'adaptation au nucléaire de réglementations existantes (appareils à pression par exemple); la simplification du dialogue entre les partenaires; la présentation publique et officielle d'une doctrine en matière de sûreté; le besoin de références dans les relations fournisseur-client, en particulier à l'exportation.»⁶⁰⁷

L'édition de règles que doivent respecter les exploitants souhaitant obtenir les autorisations pour la construction d'installations nucléaires répond à des exigences en France même, mais aussi à des nécessités vis-à-vis des concurrents étrangers. En France, il s'agit de couper court aux critiques liées à des examens faisant appel au cas par cas au jugement de l'ingénieur, examen technique approfondi nécessaire, mais comportant le risque d'une certaine apparence d'arbitraire de la part de l'administration. Il faut donc créer un référentiel commun, permettant d'harmoniser les exigences techniques qui découlent des examens au cas par cas.

C'est l'idée qu'indique le texte suivant de la *Revue Générale Nucléaire*, où s'expriment ensemble trois représentants d'EDF, deux du CEA et un de Framatome : «Jusqu'à ces dernières années, il n'existait pas en France de réglementation technique spécifique des centrales nucléaires que les constructeurs et exploitants aient eu à suivre tant pour la conception des ouvrages que pour la rédaction des rapports de sûreté. Le détail des règles à appliquer à chaque construction était fixé, cas par cas, en concertation avec les organismes de sûreté. Une telle situation qui ne permettait pas de prévoir les exigences des organismes de contrôle était évidemment incompatible avec un développement réellement industriel de l'énergie nucléaire, même si la qualité des hommes chargés d'exercer ce contrôle avait permis jusqu'ici d'éviter des difficultés trop grandes.»⁶⁰⁸ On aura noté l'hommage rendu aux hommes du CEA, Bourgeois certainement, Perrin également. La Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) du CEA, mise en place en 1960, répondait à la nécessité de distinguer exploitant et contrôleur au sein-même du CEA pour une meilleure prise en compte du risque, non pas tant par l'édition de normes que par un dialogue à haut niveau entre techniciens. Elle voulait également répondre au fait qu'avec le développement des installations du CEA, les responsabilités passaient entre les mains de techniciens plus jeunes, peut-être moins

⁶⁰⁷ Michel Lavérie, Christian Houze, Philippe Lebouleux, «La réglementation technique générale et la normalisation», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 133-143, p.134. Michel Lavérie, ingénieur des Mines, est adjoint au chef du SCSIN, Christian Houze est chef de division à ce service, Philippe Lebouleux appartient au Département de Sûreté Nucléaire du CEA.

⁶⁰⁸ Banal, Cogné, Coulon, Faral, Gouzot, Loverdo, « Autorisation et normalisation... », op. cit., p. 21.

conscients des risques que leurs illustres aînés. Et jusqu'en 1972, c'est la CSIA qui avait été chargée par les pouvoirs publics de l'examen de la sûreté des premières centrales EDF. Au-delà de l'hommage rendu à la qualité des hommes, c'est également leur bonne volonté qui est saluée, la conscience qu'ils partagent des intérêts supérieurs de la nation consistant à ne pas freiner inutilement le développement de l'électronucléaire français. Avec le lancement du grand programme nucléaire en 1974 et la multiplication des installations, on change encore d'échelle : il faut automatiser le processus de dialogue et traduire sous forme de règles que peuvent appliquer des autorités, d'autant qu'elles ne disposent plus des personnes du niveau des membres de la CSIA du CEA. Cette commission était présidée par le Haut-Commissaire lui-même et ses membres étaient les chefs des grandes directions du CEA. Le passage du prototype à la série nécessite des normes plus explicites.

A côté des nécessités ressenties par les différents partenaires en France, la mise sur pied d'une réglementation a une vocation internationale. Or la tradition française en la matière pose des problèmes pour l'exportation. Les règlements généraux français, c'est-à-dire les contraintes strictement indispensables à l'obtention d'une sûreté satisfaisante, s'expriment en effet davantage en termes d'obligations de résultats, de performances à atteindre voire d'interdictions qu'en termes de moyens à utiliser. C'est ce qu'évoque Jean Servant au congrès de Salzbourg de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique en 1977, qui justifie une nouvelle fois la pratique réglementaire française devant ses interlocuteurs étrangers : « (...) les autorités françaises de sûreté se sont toujours refusées jusqu'ici à imposer, dans de tels règlements, des spécifications détaillées et des codes de construction, ou - ce qui reviendrait au même - à rendre obligatoire l'utilisation de codes existants. Contrairement aux apparences, cette voie n'est pas celle de la facilité. Ni pour l'Administration qu'elle oblige à discerner l'essentiel (pour l'imposer) de l'accessoire (pour y renoncer). Ni pour les industriels dont elle exige un effort particulier d'analyse et de démonstration, et finalement de progrès. De ce fait, les règlements français de sûreté se prêtent mal à une utilisation commerciale (j'allais dire à un détournement !) »⁶⁰⁹ L'un des objectifs des industriels sera de faire en sorte que leurs codes de construction soient reconnus, voire entérinés par l'Administration pour pouvoir s'en prévaloir à l'exportation.

Une anecdote relatée par différents auteurs illustre les différences de contexte réglementaire entre la France et d'autres pays en même temps qu'elle montre les difficultés ressenties par Framatome à l'exportation. Lors de contacts pour la vente de la centrale de Koeberg entre l'Afrique du Sud et EDF qui jouait le rôle d'architecte industriel, les négociateurs Sud-Africains, après avoir signé les documents de principe, invitèrent les représentants d'EDF à charger les règlements et les normes devant s'appliquer pour cette centrale, dans une camionnette située en bas de l'escalier. D'où l'étonnement des gens d'EDF : «une camionnette, mais pour quoi faire ? Il n'y a pas grand chose !» Framatome et EDF appliquaient bien un certain nombre de règles, mais celles-ci n'étaient pas celles de l'administration française, qui elles tenaient dans un classeur.

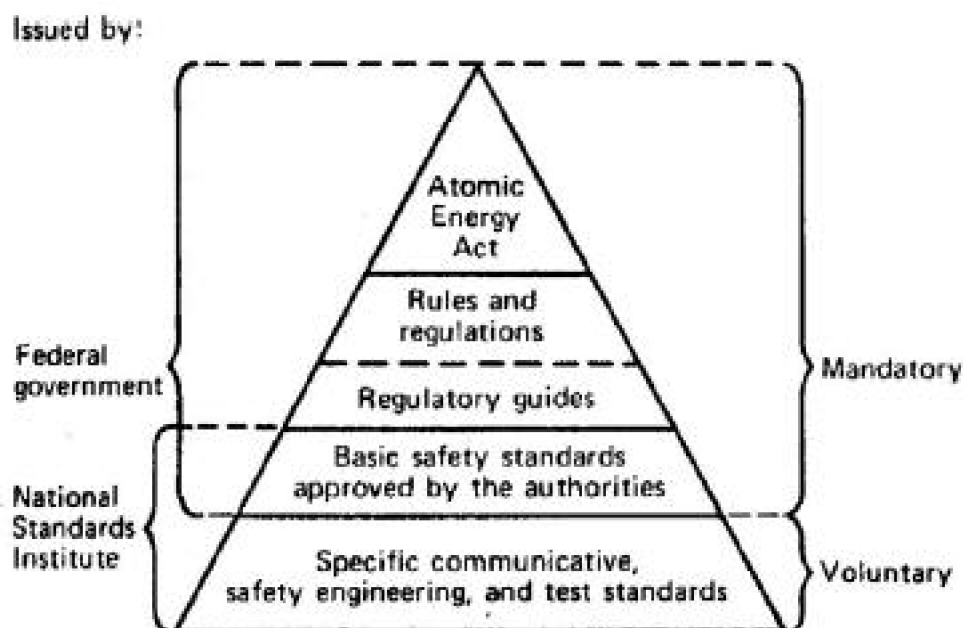
⁶⁰⁹ Servant, Jean, «Prescriptions réglementaires et pratique administrative en matière de sûreté des installations nucléaires», Conférence internationale sur l'énergie d'origine nucléaire et son cycle du combustible, Salzbourg, 2-13 mai 1977, Agence Internationale de l'Energie Atomique, IAEA-CN-36/228, p. 164.

Poursuivant la description des particularités du système réglementaire français, Jean Servant expliquait à ses homologues étrangers qu'à côté de ces règlements de l'administration il y avait un ensemble de documents professionnels et de normalisation précis, détaillés et capables d'évoluer rapidement au rythme du progrès technique. «L'Administration encourage ce développement et le suit pour s'assurer de la compatibilité des solutions choisies avec les principes généraux de sûreté. Bien plus elle y trouve des matériaux pour une réglementation au sens strict qui soit à la fois efficace et réaliste.»⁶¹⁰ Les représentants de l'Administration n'entendent pas entériner les pratiques des industriels, mais ils ne veulent pas céder non plus aux modèles de réglementation utilisés dans les autres pays. Les autorités françaises se disent d'ailleurs favorables à une concertation internationale sur les règles de sûreté fondamentales, que ce soit à l'AIEA ou à l'OCDE en vue d'une harmonisation sur la base d'un consensus. On estime côté français que la sûreté repose nécessairement sur un examen approfondi, au cas par cas, sur la base des rapports de sûreté établis par les exploitants et complétés par les analyses de sûreté pratiquées par les experts pour le compte des autorités. L'application de règles générales ne peut se substituer à cette analyse. Par ailleurs, on refuse que sous prétexte de règles de sûreté, l'harmonisation des règles fondamentales ne vise à établir l'hégémonie de certaines pratiques technologiques développées dans tel ou tel pays, ce qui fausserait la concurrence internationale tout en obstruant le progrès des techniques nucléaires.

Le modèle américain est principalement en ligne de mire, mais également le modèle allemand, où le corpus de normes est beaucoup plus développé qu'en France. Vu de France, les Allemands auraient tendance à considérer qu'une application rigoureuse de leurs normes, notamment les normes émises par le Deutsche Institut für Normung (DIN) est garant d'une bonne sûreté. Les Allemands travaillent d'ailleurs à généraliser leur système de normalisation dans le reste du monde. En 1978, Klaus Becker, chef du DIN, note que les normes produites en collaboration avec la commission de sûreté allemande (Kerntechnischer Ausschuss, KTA) sont disponibles dans 80 villes et 68 pays différents⁶¹¹. D'ailleurs Outre-Rhin, ce n'est pas un ministère technique qui est responsable des autorisations mais le ministère de l'intérieur (Bundesministerium des Innern, BMI), dont le rôle consiste à vérifier la bonne application des règles. En fait, en Allemagne comme aux Etats-Unis, une grande place est accordée aux organismes de normalisation dont certaines dispositions ont force de loi. Les normes sont hiérarchisées sous une forme pyramidale : en haut se trouve une loi atomique, suivie au niveau inférieur par les règles et règlements, puis des guides réglementaires, émis par le gouvernement fédéral. Un important niveau intermédiaire - c'est là que réside la différence avec situation en France - est constitué des normes de bases approuvées par les autorités. En bas de la pyramide se trouvent le corpus de normes établies par les instituts de normalisation et suivies de façon non obligatoire par les industriels.

⁶¹⁰ Ibid., p. 164.

⁶¹¹ Becker, K., «Nuclear Standards in the Federal Republic of Germany: the DIN Nuclear Standards Committee», Nuclear Safety, Vol. 19, No. 3, May-June 1978, p. 300.



Hiérarchie des normes réglementaires aux Etats-Unis et en Allemagne, d'après Becker.

9.4.4.2. Une réglementation «à la française»

La réglementation française se développe tardivement, et différents exemples déjà pratiqués dans d'autres pays peuvent servir de modèles, ou de repoussoir pour son élaboration. De l'examen de ces différentes réglementations, le SCSIN distingue «deux approches extrêmes possibles», l'une qualifiée de «cartésienne», celle adoptée par la France dans une première phase, l'autre de «jurisprudentielle», celle en cours aux Etats-Unis : «L'approche cartésienne, a priori la plus séduisante pour tout esprit de logique, consiste à offrir une réglementation d'ensemble, à aller du général au particulier en fixant d'abord les principes fondamentaux et en détaillant ensuite progressivement l'application de ces principes aux différentes filières, aux divers domaines techniques et aux matériels concernés par la sûreté des installations nucléaires.»⁶¹² Il s'agit donc côté français de commencer par exprimer les grands principes - c'est ce qui est fait aux Etats-Unis et en Allemagne dans le cadre d'une loi nucléaire (Atomic Energy Act et Atomgesetz), qui n'existe pas en France - pour après seulement rentrer dans le détail des mesures techniques.

Le successeur de Jean Servant depuis 1977 à la tête du SCSIN, Christian de Torquat, ingénieur en chef des Mines, apporte une explication supplémentaire pour le rejet de la méthode américaine qui fixe à l'exploitant ou à l'industriel constructeur une obligation de moyens à mettre en œuvre, le «comment faire». Au-delà de la philosophie, il y a une question de moyens : «Cette façon de faire présente en principe un avantage dans la mesure où elle codifie clairement les rapports entre les parties, mais, en fait, elle

⁶¹² Lavérie et al., «La réglementation technique...», op. cit., p. 137.

présente des inconvénients réels importants. Elle suppose, en effet, pour pouvoir être appliquée, que l'administration dispose en son sein de moyens d'études considérables (et redondants de plus par rapport à ceux des assujettis) pour pouvoir effectuer elle-même les choix techniques qui lui paraissent optimaux du point de vue de la sûreté nucléaire : ceci est illusoire.”⁶¹³ Cette faiblesse de moyens de l'administration avait été préalablement décidée par le Ministère, qui souhaitait que l'essentiel des moyens techniques d'évaluation de la sûreté reste intégré au CEA.

A partir de 1973, l'administration - ainsi que son appui technique - doit fournir un énorme travail pour mener à bien les procédures d'autorisation, sans forcément disposer des moyens à la hauteur de l'enjeu. Pour comparaison, l'AEC américaine dispose en 1973, au moment de la création du Service Central français, d'environ 150 personnes travaillant en relation avec un millier de personnes de l'industrie pour l'élaboration des normes et des guides dans le seul domaine des réacteurs à eau⁶¹⁴. En 1973, le Service central ne dispose que de 5 personnes, et d'un budget limité. Il peut bénéficier du détachement d'une vingtaine de techniciens du DSN du CEA, mais la situation est toujours précaire en 1980 : «Compte tenu de l'ampleur de la tâche réglementaire à accomplir, tâche qui n'est à ce jour que modestement entamée, il a été jugé souhaitable de ne pas procéder à une progression systématique des travaux; au contraire, les modestes moyens laissés disponibles par les tâches prioritaires (notamment celles liées aux procédures d'autorisation et aux recherches et études de sûreté) ont été concentrés sur les quelques sujets où une élaboration rapide d'outils réglementaires paraissait avoir l'impact le plus efficace.»⁶¹⁵

Selon l'exposé de Christian de Torquat, successeur de Servant, la méthode américaine de mise sur pied d'une réglementation présente d'autres inconvénients, du point de vue de l'exploitant cette fois : “Une optimisation de ces choix [techniques de sûreté] qui ne prendrait pas en compte ou mal en compte d'autres contraintes que de sûreté (économiques, par exemple) n'aurait pas de sens ; enfin une telle réglementation technique ne serait pas assurée de la stabilité, car il faudrait la réécrire en permanence pour suivre l'évolution technique.”⁶¹⁶ S'appuyant sur dix ans d'expérience française en matière de réglementation nucléaire, Torquat résume les avantages de la méthodologie française qui définit un «cadre d'objectifs à atteindre», restant fidèle en cela à la philosophie de son prédécesseur : “Dans le second cas [français] au contraire, la réglementation demande moins de moyens pour être élaborée; elle a l'avantage de motiver les constructeurs et les exploitants en leur laissant la responsabilité des choix et

⁶¹³ Christian de Torquat, Michel Lévy, «Dix ans de sûreté nucléaire en France : l'action administrative», Revue Générale Nucléaire, N°3, Mai-Juin, 1983, pp. 187-193, p. 188.

⁶¹⁴ D'après : Minogue, “Rapport général : Normes et critères utilisés ou à l'étude”, Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, Section VI : “Normes et critères pour l'étude et la construction des réacteurs de puissance”, AIEA, 1973.

⁶¹⁵ Lavérie et al., op. cit., p. 134.

⁶¹⁶ De Torquat et al., op. cit., p. 188.

elle peut prétendre à la stabilité, les objectifs demeurant permanents alors que les moyens de les atteindre peuvent évoluer en fonction des progrès techniques.”⁶¹⁷

Si la tradition réglementaire française en matière d'élaboration réglementaire est respectée, on semble quand même faire de nécessité vertu : à la faiblesse des moyens laissés au Service Central correspond une démarche qui donne l'initiative aux constructeurs. En effet, au début des années 70, la tâche des hommes du SCSIN n'est pas aisée. Ils font face à la compétence des hommes de Framatome, mais aussi à celle du «mastodonte» EDF, qui est, de plus, investi d'une mission de la plus haute importance stratégique, menée comme une opération de guerre. Avec le remplacement du pétrole par l'uranium, la position d'EDF est encore renforcée au sein des instances dirigeantes françaises. On pouvait même dire à l'époque que le président d'EDF était une sorte de secrétaire d'Etat à l'extérieur du gouvernement, en particulier sous la présidence de Paul Delouvrier⁶¹⁸. Selon une boutade qui circulait, Delouvrier n'était pas ministre, mais parce qu'il ne voulait pas l'être. C'est pourquoi les hommes de l'Administration ne devaient pas être mécontents de trouver l'appui des gens du CEA et de leur compétence, pour contrebalancer l'influence d'EDF, que certains ont même qualifié «d'Etat dans l'Etat».

Au fil des ans, les moyens et les compétences de l'administration vont aller croissant. La doctrine choisie par l'administration pour l'élaboration de la réglementation en matière de sûreté nucléaire prouvera de plus en plus une certaine efficacité. Nombre d'aspects originaux, décrits plus haut comme étant le fruit de la tradition et des moyens limités, témoigneront d'une réelle volonté, indépendante de la part de l'administration, d'obtenir une meilleure efficacité de son contrôle. Si ce style de réglementation peut surprendre d'autres administrations au cours des années soixante-dix, l'efficacité de la normalisation américaine, elle, sera sérieusement mise en cause par une série d'incidents et l'accident retentissant de Three Mile Island en 1979. L'édition de critères formels précis par l'administration américaine et surtout par les organismes de normalisation n'empêchera pas les entorses à la qualité, mais en plus, toutes ces normes deviendront, par leur multiplication, un obstacle au développement de l'énergie nucléaire, en renchérissant d'autant le coût de cette forme d'énergie. En fait, la doctrine française apparemment laxiste donne un grand pouvoir à l'Administration, car en définitive ce sont les ingénieurs de la Puissance Publique qui décident et qui peuvent refuser les arguments avancés par constructeurs et exploitants, et ainsi accorder ou non leurs autorisations. Ils bénéficient pour cela des conseils des experts du CEA et des groupes permanents, dont ils sont libres de suivre ou non les avis. Pour les ingénieurs d'EDF qui avaient participé à la construction des réacteurs UNGG, ces années ont d'ailleurs été vécues comme la montée en puissance de l'Administration.⁶¹⁹

Ceci étant, des moyens sont mis en place pour garantir un dialogue efficace : des

⁶¹⁷ Ibid., p. 188.

⁶¹⁸ Paul Delouvrier est Président d'EDF de 1969 à 1979, après avoir été Inspecteur des Finances, délégué général en Algérie entre 1958 et 1960, préfet du district de la région parisienne.

⁶¹⁹ Entretien avec Michel Dürr.

recommandations officieuses, des accords tacites ont cours sur les objectifs, sur l'acceptabilité de tel ou tel type de démonstration. Les uns et les autres sont donc prévenus à l'avance de ce qui les attend, car de toute façon, le contrôle de la sûreté n'est pas basé uniquement sur des inspections, des contrôles ponctuels, visant à la seule vérification de la correcte application des règles édictées : le dialogue est continu et il ne s'agit pas d'un jugement à l'instant t. L'essentiel de la sûreté repose en effet sur l'analyse technique au cas par cas, détaillée, des rapports de sûreté, et le contact est permanent entre les industriels et l'administration par l'intermédiaire de l'expert technique, le CEA, et les groupes permanents. Cette méthode institutionnalise par ailleurs le dialogue entre les différents acteurs. Or l'absence de règles fait que le bon fonctionnement des discussions repose sur de bonnes relations entre les différentes parties et la bonne volonté de l'Administration, et en particulier des hommes qui la représentent et de l'idée qu'ils se font de leur tâche, ou de leur carrière.

Toute l'histoire du contrôle de la sûreté nucléaire au cours des trente années qui suivent voient le renforcement progressif du rôle de l'administration, de moins en moins encline, à quelques exceptions près, à accepter comme argent comptant les arguments présentés par les exploitants, et refusant même parfois de suivre les avis de ses groupes d'experts en exigeant le renforcement des mesures de sûreté.

9.4.4.3. La mise sur pied de la réglementation : les quatre niveaux

Après le règlement des caissons en béton précontraint de 1970 et après avoir lancé un groupe de travail sur la sécurité des cuves, l'administration s'attelle en 1973 à la rédaction d'une réglementation technique dite «générale» des centrales nucléaires, ainsi dénommée car devant s'appliquer à tous les réacteurs d'une même catégorie ou à tous les composants d'un même type.

En septembre 1973, le chef du SCSIN, Jean Servant, écrit au Directeur Général d'EDF Charles Chevrier pour lui faire part de la nécessité d'élaborer une réglementation applicable aux réacteurs nucléaires : ayant consulté à ce sujet le groupe permanent placé auprès de son service, la décision a été prise de créer un groupe de travail, intitulé "Réglementation technique générale relative à la sûreté des réacteurs nucléaires". Constitué début 1974, ce groupe de travail est présidé par le Président du Groupe Permanent chargé des réacteurs nucléaires, Jean Bourgeois; son secrétariat est assuré par le Département de Sûreté Nucléaire du CEA. Y participent des représentants de l'Administration, du CEA, d'EDF, et des principaux constructeurs d'ensembles nucléaires. Ce groupe de travail a été chargé d'élaborer un cadre général et des propositions à partir desquelles l'Administration puisse engager la rédaction des textes destinés à constituer la Réglementation Technique Générale.

Les travaux du Groupe de travail l'amènent à proposer un classement de la réglementation nucléaire en plusieurs niveaux : un premier niveau énonce les «principes fondamentaux» de sûreté, applicables aux réacteurs nucléaires. Un deuxième niveau fixe des «critères généraux» de sûreté, alors que le troisième niveau élabore les «prescriptions techniques particulières», dont certaines auraient force réglementaire tandis que d'autres ne seraient que de simples guides, «destinés à faciliter le dialogue

technique entre l'administration et ses services techniques, d'une part, l'exploitant et les constructeurs d'autre part.»⁶²⁰

Ce n'est pas la précipitation qui a caractérisé la mise en place de la réglementation : les principes fondamentaux répertoriés en 1976 se présentent sous la forme d'un texte qui n'est toujours qu'un projet en juin 1980. Il en est de même avec les critères généraux de sûreté, classés en quatre chapitres en 1976, et qui ne sont toujours pas promulgués sous forme d'arrêtés en 1980, car les autorités souhaitent les mettre à l'essai. Dans l'intervalle, les premiers projets sont utilisés comme référence dans les différentes procédures d'examen de la sûreté des centrales : procédure d'autorisation des installations, rapports d'évaluation du DSN du CEA, discussions du groupe permanent, surveillance des installations par les inspecteurs des installations nucléaires de base.

La méthode de travail choisie par les autorités est de faire en sorte que les textes réglementaires ne soient pas élaborés avant l'acquisition d'une certaine expérience dans les réalisations. Ainsi, les premières installations ont été construites sans cadre réglementaire technique officiel et examinées au cas par cas. Les avis d'experts et les décisions administratives constituent la première ébauche de réglementation. Celle-ci est progressivement validée en tenant compte des remarques des différentes parties prenantes ou des difficultés pratiques de mise en œuvre. Ce sont à la fois la nouveauté des questions de sûreté nucléaire - l'industrie des PWR en France est toute récente, les techniques sont nouvelles, les usines ne sont pas encore éprouvées - et les conflits ou divergences entre les différentes parties qui expliquent la lenteur et la prudence de la mise en place de la réglementation.

9.4.4.3.1. Premier niveau : les principes

Un projet de principes généraux de sûreté est présenté par le Service Central en juin 1980 dans les *Annales des Mines*⁶²¹. Cinq grands types de principes sont avancés : un principe général, deux de conception, un d'assurance de la qualité, deux principes d'acceptation des risques, un d'acceptation d'un site et des principes définissant les obligations de l'exploitant et des constructeurs.

Le «principe général» donne une définition de l'objectif de la sûreté nucléaire : «Il est nécessaire que les effets - notamment biologiques - des rayonnements ionisants émis par un réacteur nucléaire et les produits radioactifs qui s'y trouvent soient en permanence maîtrisés. Des mesures permettant d'assurer le confinement des produits radioactifs et l'atténuation des produits radioactifs et l'atténuation des rayonnements ionisants doivent être prises à cet effet, lors de la conception, de la construction, de la mise en service, de l'exploitation et de l'arrêt définitif de l'installation.»

Les deux principes suivants explicitent les moyens d'y parvenir : ce sont deux principes de conception, qui résument la méthode française dite «des barrières» et la notion de la «progressivité de la sûreté». Cette progressivité (notion proche du concept de

⁶²⁰ Banal, Cogné, Coulon, Faral, Gouzot, Loverdo, «Autorisation et normalisation ... », op. cit., p. 22.

⁶²¹ Lavérie et al., op. cit., p. 142.

«défense en profondeur» américain) doit être basée sur trois points : des mesures préventives, des moyens de surveillance et des moyens d'action, dont l'efficacité aura été démontrée "dans toutes les circonstances plausibles"⁶²², normales et accidentelles. On reconnaît là la griffe de Jean Bourgeois, élevée ainsi au rang de doctrine officielle française.

Jean Bourgeois avait mis en forme ses conceptions d'une façon qu'on peut qualifier d'achevée, dans une communication présentée à un symposium de l'Agence Internationale de Vienne, à Jülich en février 1973. Ce congrès consacré aux principes et aux règles de sûreté des réacteurs avait regroupé des participants de 30 pays, 40 communications y avaient été discutées. Le texte de la communication de Bourgeois sera repris par la suite dans de nombreuses publications françaises et en l'occurrence de façon résumée⁶²³ dans ce projet réglementaire. Il constitue donc la position officielle française, c'est pourquoi il mérite d'être cité largement.

“La protection du public contre les conséquences d'un relâchement accidentel de produits de fission d'un réacteur nucléaire repose sur l'interposition en série de “barrières” étanches. L'analyse de sûreté consiste donc en premier lieu à s'assurer de la validité de chacune des barrières, et de leur fonctionnement correct dans les conditions normales et accidentelles d'opération du réacteur.

Ce type d'analyse permet de faire ressortir le caractère progressif de la sûreté, en distinguant 3 étapes successives mais non indépendantes : - la prévention : la validité de chaque barrière doit être démontrée par le choix des matériaux, leur adaptation aux conditions de fonctionnement et le maintien dans le temps des caractéristiques imposées. Il est essentiel de mettre en évidence les limites technologiques de manière à définir en toute connaissance de cause les marges réelles entre les conditions de fonctionnement et ces limites; - la surveillance : elle est destinée à détecter toute entrée à l'intérieur des marges précédemment définies afin d'être en mesure, dans ce cas, de déclencher à temps une action correctrice, automatique ou manuelle, pour revenir aux conditions normales; - l'action de sécurité : elle a pour but, en cas de dépassement accidentel des limites technologiques, de prévenir l'émission de produits radioactifs ou d'en limiter l'importance; Pour chaque type de réacteur, les barrières réputées à la fois étanches et résistantes sont généralement au nombre de trois ou quatre : la gaine, l'enveloppe du circuit primaire, le confinement primaire et éventuellement le confinement secondaire. Chacune d'elles est examinée en détail dans les trois

⁶²² Le terme "plausible" peut être sujet à débat. On ne veut pas mentionner le concept américain d'Accident maximum prévisible, qui fixait explicitement une limite aux accidents à envisager, au-delà de laquelle on considérerait que les événements n'étaient pas "credible". Le terme n'est donc pas employé, mais l'esprit est bien identique.

⁶²³ L'article 3 du projet est le suivant, que l'on comparera à la communication de Bourgeois : «La maîtrise du confinement des produits radioactifs et de l'atténuation des rayonnements ionisants doit être assurée par un ensemble de dispositions réalisant une progressivité de la sûreté, dont l'efficacité aura été démontrée dans toutes les circonstances plausibles normales et accidentelles, et basé sur : - des mesures préventives assurant une grande qualité de conception et d'exécution et des marges de sécurité suffisantes; - des moyens de surveillance permettant de détecter toute incursion à l'intérieur de ces marges; - des moyens d'action permettant de prévenir le développement de conditions accidentelles, et, à défaut, de limiter les conséquences dommageables qui pourraient en résulter.»

cas de fonctionnement ci-dessous : - fonctionnement normal, le cas le plus simple et le mieux défini, pour lequel la fixation des marges par rapport aux limites technologiques doit prendre en compte les incertitudes qui peuvent subsister; - transitoires normaux (démarrages, montées en puissance, variations de charge); par principe, les marges de sécurité définies en fonctionnement normal doivent permettre d'absorber ces transitoires sans déclenchements d'actions correctrices irréversibles; - transitoires accidentels, consécutifs à des défaillances de matériels ou à des erreurs humaines. L'établissement des diverses séquences possibles permet de mettre en évidence les points critiques pour en améliorer la fiabilité ou la surveillance. Pour synthétiser l'examen des barrières ainsi effectué et pour évaluer en particulier leur indépendance les unes par rapport aux autres, ce qui est essentiel pour le bilan de sûreté, il est nécessaire d'étudier le déroulement d'accidents types de grande ampleur. Cette démarche finale garde dans certains cas un caractère conventionnel, car elle oblige parfois à postuler des événements non précisément identifiables. Elle a le mérite de permettre une estimation du comportement dynamique des produits radioactifs au cours de leur transfert possible du cœur jusqu'à l'enceinte extérieure, et de fournir un ordre de grandeur des conséquences radiologiques pour le site, si l'intégrité de toutes les barrières devait être atteinte. Elle ne doit constituer cependant qu'une part de l'analyse de sûreté, et ne saurait remplacer l'examen par barrière, qui permet de mettre en évidence toutes les précautions prises pour éviter l'occurrence de tels accidents, et de souligner les multiples transgressions qu'ils impliqueraient."⁶²⁴

Après les principes de conception, le projet du SCSIN énonce un principe "d'organisation de la qualité" selon la terminologie de 1976, dénommé principe "d'assurance de la qualité" en 1980. La qualité d'une installation est définie comme étant son aptitude à assurer un fonctionnement satisfaisant, la détection et la rectification des erreurs éventuelles dans chaque phase de la vie de l'installation. Le projet de principe de 1980 traduit ce à quoi les industriels se sont engagés depuis 1973, énonçant qu'on obtiendra une assurance que la qualité est effective «par l'application d'un ensemble contrôlé d'actions planifiées et systématiques, d'ordre réglementaire, administratif ou technique, basé sur des procédures écrites et archivées.»

Jusqu'à-là, l'énoncé du principe général, des principes de conception et du principe d'assurance de la qualité ne faisaient que résumer l'état de l'art en matière de sûreté sur le plan technique. Les choses se compliquent avec l'énoncé des deux principes d'acceptation des risques, car on rentre là dans la sphère politique. Ce sont les paragraphes 5 et 6 du projet:

« 5. En fonctionnement normal, les équivalents de dose susceptibles d'être reçus par les travailleurs de l'installation, les personnes du public et la population, ne devront en aucun cas dépasser les limites admissibles fixées par les autorités compétentes. « 6. Les risques de conditions accidentelles conduisant à des effets supérieurs à ceux admis en fonctionnement normal devront être limités

⁶²⁴ Bourgeois, J., "L'analyse de sûreté des réacteurs de puissance en France. Principes généraux et applications pratiques", Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, IAEA, SM-169/16, pp. 147-168, p. 150.

comme suit : une condition accidentelle devra être d'autant plus improbable que les dommages qui en résulteraient pourraient être graves, l'acceptation se faisant par référence aux risques de toutes sortes acceptés dans les activités courantes de la société.»

Si le premier principe ne pose pas a priori de problèmes puisqu'il existe des normes qu'il suffit de respecter, le deuxième l'est moins. On reconnaît dans ce paragraphe 6 l'esprit du critère élaboré par Farmer en 1967 qui définissait une courbe limitant le domaine acceptable et le domaine inacceptable dans un plan probabilités-conséquences. La méthode de l'administration française consiste à fixer des objectifs, or il faut bien les quantifier, ce qu'on se refuse à faire ici : c'est pourquoi on préfère comparer les risques nucléaires à ceux déjà «acceptés» par la société. Mais même avec cet artifice de bon sens, le problème demeure de savoir comment on évalue les risques acceptés dans la société, comment on mesure que le domaine nucléaire ne les dépasse pas, d'autant que si dans les autres domaines industriels on dispose de statistiques, dans le domaine nucléaire, il faudrait qu'au stade de l'analyse de sûreté des projets on dispose a priori des fréquences ou probabilités de défaillance de tous les composants et systèmes mis en œuvre. La question posée est celle de la fixation de critères probabilistes de sûreté.

L'administration refusera de baser la réglementation française sur de tels critères, même si elle proposera par la suite des objectifs à atteindre en termes de probabilité pour certaines séquences d'accidents.⁶²⁵

Après la question de l'acceptation des risques, la tentative d'établir des principes concernant l'acceptation des sites susceptibles d'accueillir une centrale nucléaire est encore plus osée, à un moment où la contestation de l'énergie nucléaire fait rage autour justement du choix de certains sites. La rédaction de ce principe, en même temps qu'elle manifeste une certaine volonté d'indépendance du service central par rapport à EDF, marque également une avancée : ce ne sont plus seulement les conséquences du réacteur sur son environnement qui sont envisagées mais aussi celles de l'environnement sur le réacteur. Un site ne sera accepté que si les «interactions possibles entre le réacteur nucléaire et l'environnement» ne contreviennent pas aux principes généraux de sûreté évoqués précédemment. En particulier, «l'examen du site devra tenir compte des prévisions d'évolution des données caractéristiques liées à l'activité humaine et de la démographie autour du site pendant toute la vie de l'installation (...)».

Un dernier principe concernant les obligations de l'exploitant et des constructeurs reprend les idées contenues dans l'arrêté du 26 février 1974, définissant les responsabilités de chacun d'entre eux.

9.4.4.3.2. Deuxième et troisième niveau de la réglementation technique générale : critères généraux et prescriptions techniques

Mais il ne s'agissait là que des grands principes fondamentaux. L'essentiel du travail de réglementation réside dans l'élaboration des critères généraux et des prescriptions de sûreté. Là encore, si les objectifs sont affichés dès 1976, ces critères ne sont toujours pas officialisés en 1980. Les premiers critères élaborés ont été mis à l'essai depuis 1976 dans

⁶²⁵ Voir chapitre suivant.

le cadre des procédures d'autorisation, ils suivaient d'ailleurs un plan analogue à celui des «Codes de pratique» de l'AIEA. Ces critères étaient relatifs aux quatre sujets suivants : les sites, la conception, l'exploitation des réacteurs nucléaires, l'assurance de la qualité. Des critères généraux sont spécifiés en septembre 1979 par le ministre de l'industrie à EDF en ce qui concerne les obligations et caractéristiques principales des tranches du palier 1300, où sont également précisées⁶²⁶ quelles sont les caractéristiques reconnues dans leurs principes acceptables.

Pour ce qui concerne les prescriptions techniques qui doivent intervenir sous forme de décret ou d'arrêté, le principal texte publié est l'arrêté du 26 février 1974 relatif au circuit primaire principal des chaudières à eau. D'autres textes seront rédigés par un groupe de travail ad hoc sur la protection contre les incendies, la prise en compte des séismes dans la sûreté des réacteurs, les systèmes de protection.

9.4.4.3.3. Quatrième niveau : les Règles Fondamentales de Sûreté

A partir de 1980, un niveau supplémentaire apparaît dans la réglementation technique, celui qui concerne la codification des règles de l'art. Ce travail aboutit à la publication en 1980 de la première Règle Fondamentale de Sûreté (RFS) par l'Administration.

Jusqu'à en effet, l'Administration s'était refusée à officialiser les «bonnes pratiques» des industriels. Elle avait plutôt invité constructeurs et exploitant à codifier précisément les règles détaillées de conception et de construction de leurs installations, se contentant de juger a posteriori de l'acceptabilité ou non des spécifications utilisées. EDF et Framatome trouvèrent cette situation particulièrement inconfortable, étant soumis au jugement de l'administration, qui se réservait la possibilité de rejeter leurs critères. Les industriels en référèrent aux plus hautes autorités gouvernementales et réclamèrent une codification plus précise, qui soit plus adaptée à la situation industrielle française que les règles américaines, et qui soit acceptée par l'Administration. Ceci devait s'accorder à politique de standardisation d'EDF comme aux aspirations à l'exportation de Framatome, qui avait besoin que ses règles disposent du cachet officiel de l'administration française à l'étranger. A ce problème pouvaient s'ajouter les frictions entre EDF et son constructeur principal : en effet, comme nous l'avons déjà évoqué, EDF soumettait ses fournisseurs à ses propres spécifications techniques rassemblées dans un «Cahier des Prescriptions de Fabrication et de Contrôle» (CPFC), jugées très sévères, plus sévères sur certains points que les normes américaines du code ASME, et dont on dit que l'industrie avait bien du mal à respecter les termes. Pour toutes ces raisons, le Ministère invita le SCSIN, EDF et Framatome à unifier leurs vues. Framatome et EDF rédigèrent ensemble des Règles de Conception et de Construction (RCC), qui ne furent pas dans un premier temps acceptées par le SCSIN qui ne souhaitait pas que ce faisant la responsabilité des industriels en matière de sûreté soit diluée. Les différentes parties aboutissent finalement à un accord selon lequel le respect des RCC par les industriels serait considéré par l'Administration comme équivalent au respect des exigences de la Réglementation Technique Générale.

A partir de 1979, le Service Central pilote lui-même des groupes de travail afin

⁶²⁶ Lettre d'orientation CAB N° 900-MZ du 3 septembre 1979 relative aux obligations et caractéristiques principales de sûreté à appliquer aux futures tranches nucléaires de 1300 MWe du ministre chargé de l'industrie au Directeur général d'EDF.

d'élaborer des règles françaises, les Règles Fondamentales de Sûreté (RFS), dont les premières, concernant la prise en compte des risques liés aux chutes d'avion et la prise en compte des risques d'émission de projectiles par suite de l'éclatement des groupes turboalternateurs, sont publiées en 1980.

Chapitre 10 : l'approche probabiliste de la sûreté

10.1. La conception déterministe de la sûreté. La défense en profondeur

Au cours des années soixante dix, en même temps que l'adoption de la filière PWR pour le programme nucléaire français, EDF s'adosse aux références américaines pour la conception des réacteurs et pour les règles de sûreté. Au cours de la décennie, la démarche générale de conception repose sur des règles dites déterministes, c'est-à-dire qu'elles prennent en compte des événements anormaux, incidents ou accidents, sans faire d'hypothèse sur leurs probabilités ou fréquences d'occurrence.

La démarche déterministe retient à la conception toute une liste d'incidents et d'accidents, considérés comme plausibles étant donné ce qu'on sait des défaillances des composants. Ce sont les événements de dimensionnement. Ces événements sont étudiés en appliquant des règles strictes comme le critère de défaillance unique, selon lequel les fonctions de sûreté doivent être efficaces malgré la défaillance d'un équipement quelconque. Une défaillance unique ne doit pas conduire à un accident. Selon la nomenclature américaine, les accidents susceptibles d'affecter une installation sont répartis en neuf classes⁶²⁷, de gravité croissante, et implicitement de probabilité décroissante. Les accidents de classe 9, comportant une succession de défaillances plus sévère que celle utilisée pour le dimensionnement des systèmes de protection et des dispositifs de sauvegarde, et dont les conséquences seraient «sévères», sont considérés comme non crédibles et ne sont pas pris en compte. Ce sont les accidents de classe 8 qui servent à l'évaluation de la sûreté faite dans les rapports.

Suivant la pratique américaine, EDF, lors du dépôt en 1970 du rapport préliminaire de sûreté de la première tranche de la centrale de Fessenheim, avait classé les différents incidents ou accidents possibles en trois groupes : les transitoires et incidents d'exploitation, les accidents mettant en œuvre les dispositifs de sûreté, les accidents de perte de réfrigérant primaire. Conformément à la liste d'accidents conventionnels, ces

⁶²⁷ 1 : Accidents sans importance; 2 : Faibles relâchements de substances radioactives à l'extérieur de l'enceinte; 3 : Défaillances de la station de traitement des effluents; 4 : Produits de fission dans le circuit eau-vapeur (BWR); 5 : Produits de fission dans les circuits primaire et secondaire (PWR); 6 : Accidents au renouvellement du combustible; 7 : Accidents à la manutention du combustible usé; 8 : Accidents pris en compte dans l'évaluation de la sûreté faite dans les rapports; 9 : Accidents de sûreté basés sur une succession de défaillances plus sévère que celle utilisée pour le dimensionnement des systèmes de protection et des dispositifs de sauvegarde.

différents accidents étaient étudiés sans référence explicite à leur probabilité, mais en prenant des hypothèses systématiquement pessimistes. On supposait par exemple que la centrale fonctionnait à son régime le plus sévère et avec le combustible irradié au maximum, qu'un des composants du système de sauvegarde ne fonctionnait pas, que les conditions d'environnement étaient défavorables en cumulant un séisme simultané à l'accident. L'accident le plus sévère étudié, «l'accident de référence», était l'accident de perte du fluide caloporteur par rupture du circuit primaire. C'est lui qui servait à dimensionner les principaux systèmes de sécurité. Pour pessimiser l'étude, on supposait la rupture «guillotine» complète de la plus grosse conduite - diamètre 70 cm - débitant dans les deux sens, et aussi de tous les crayons combustibles.

Les règles déterministes utilisées aux Etats-Unis ont abouti au concept plus élaboré et formalisé dit de «défense en profondeur», assez voisin de la méthode des «barrières». La démarche de la défense en profondeur consiste à interposer de manière hiérarchique différents niveaux d'équipements et de procédures afin de maintenir l'efficacité des barrières physiques placées entre les produits radioactifs et l'environnement, en fonctionnement normal, lors d'incidents ou même d'accidents. La stratégie de la défense en profondeur telle qu'elle est pratiquée au début des années soixante-dix s'articule en trois niveaux : la prévention par la qualité, la surveillance et la protection, la sauvegarde :

- Le premier niveau de la défense en profondeur consiste à prendre toutes les précautions possibles pour que la centrale soit fondamentalement sûre. Par une qualité et une fiabilité élevées obtenues en appliquant à la conception et à la réalisation des technologies et des normes éprouvées, grâce à l'application de marges de sécurité convenables, la centrale doit pouvoir prévenir toutes les défaillances dans les conditions de fonctionnement normales.
- A un deuxième niveau, on suppose que malgré cette résistance intrinsèque, des incidents peuvent survenir. Des systèmes de sécurité ou de protection sont conçus pour minimiser leurs effets, et ramener la centrale dans des conditions de fonctionnement normales. Un tel système de protection est par exemple l'arrêt d'urgence.
- Dans un troisième niveau, les concepteurs postulent que malgré les précautions prises, des accidents peuvent se produire : des systèmes de sûreté ou de sauvegarde sont conçus pour les maîtriser. Pour dimensionner ces systèmes, les ingénieurs américains ont introduit la notion «d'accidents hypothétiques enveloppes». Il s'agit d'accidents qui, à l'intérieur d'une même famille d'événements, apparaissent les plus pénalisants. L'objectif est que l'installation soit robuste vis-à-vis de ces accidents, en postulant que si elle l'est pour les accidents enveloppes, elle le sera vis-à-vis de tous ceux de la famille.

Mais un certain nombre d'accidents, les «class 9 accidents», considérés comme non croyables par les concepteurs, sont rejetés. L'installation n'est pas conçue pour faire face à de tels accidents. C'est pour ôter l'impression d'arbitraire de ce jugement d'ingénieur qu'une nouvelle méthode d'évaluation de la sûreté va être élaborée, la méthode dite probabiliste, qui vise à chiffrer en particulier les probabilités d'occurrence des événements

rare aux conséquences les plus catastrophiques. Après les travaux précurseurs du britannique Farmer, la contribution majeure à l'approche probabiliste de la sûreté est l'étude conduite aux Etats-Unis par le professeur Rasmussen.

10.2. L'étude Rasmussen : WASH 1400

10.2.1. Le contexte du lancement de l'étude Rasmussen

Le début des années soixante-dix est marqué aux Etats-Unis par une opposition vigoureuse à la construction des centrales nucléaires. Après la question des effluents radioactifs des centrales en fonctionnement normal, la controverse sur les risques de l'énergie nucléaire se poursuit sous un autre angle, celui des accidents graves. Les débats tournent autour de l'efficacité des systèmes de refroidissement de secours (ECCS). Pour montrer l'importance de la question des accidents graves, les opposants aux centrales nucléaires peuvent s'appuyer sur un rapport que l'AEC avait elle-même publié en 1957, le WASH 740, qui concluait qu'un rejet important de radioactivité, même sur un réacteur de taille médiocre en comparaison de ceux en construction dans les années soixante-dix, pourrait tuer des milliers de personnes, en blesser des dizaines de milliers et provoquer des pertes matérielles de plusieurs milliards de dollars. Personne ne supposait que ce type de catastrophes se produirait fréquemment - on estimait dans la communauté nucléaire, d'après un chiffre avancé par WASH 740 que ce type d'accident pourrait survenir avec une fréquence de 10^{-9} (un accident de ce type pour un milliard d'années de fonctionnement de réacteur) - mais certains restaient dubitatifs, notamment au regard de la fréquence élevée de plus petits accidents et de cette question non résolue de l'efficacité des ECCS.

Pour clore définitivement le débat, l'AEC décide en août 1972 de lancer une nouvelle étude sur la sûreté des réacteurs, confiée à une équipe composée de gens de l'AEC et de nombreux consultants, sous la direction officielle du Professeur Norman Rasmussen, Chef du Département d'ingénierie nucléaire au Massachusetts Institute of Technology. Présenter Rasmussen, du MIT, comme directeur du projet a pour objectif de donner un gage d'indépendance à l'étude. Dans les faits, Rasmussen n'est que porte-parole et «part-time» directeur du projet. Le véritable directeur, à plein temps, est Saul Levine, un haut responsable de l'AEC. Les travaux seront d'ailleurs effectués non pas au MIT, mais dans les locaux de l'AEC.

Le groupe de Rasmussen est chargé par l'AEC de calculer non seulement les conséquences mais également les probabilités d'une large palette d'accidents possibles. Selon l'un de ses détracteurs, le but de l'AEC était, en focalisant l'attention sur le risque moyen, d'aboutir à un rapport plus réaliste et moins alarmiste pour le public que l'évaluation des pires conséquences d'un accident de réacteur faites dans le précédent rapport de 1957 et dans sa version révisée de 1964, encore plus alarmiste et qui resta non publiée.⁶²⁸ Selon certains auteurs⁶²⁹ s'appuyant sur des informations obtenues grâce

⁶²⁹ Richard Sclove reviews, «H.W. Lewis and others, Risk Assessment Review Group Report to the US Nuclear Regulatory Commission, US NRC, (NUREG/CR-0400), 1978», The Bulletin of the Atomic Scientists, February 1979, pp. 47-48.

à la loi fédérale sur la liberté de l'information, l'étude Rasmussen a été lancée par anticipation d'un vote à venir au Congrès sur l'opportunité ou non de renouveler le Price-Anderson Act, loi aux termes de laquelle le gouvernement participe à l'assurance des réacteurs nucléaires commerciaux et fixe une limite supérieure à la responsabilité publique des compagnies d'électricité en cas d'accident majeur. Il s'agissait donc pour l'AEC de convaincre le public et les élus de l'innocuité de cette forme d'énergie.⁶³⁰

Après les travaux précurseurs de Farmer, l'étude de Rasmussen allait disposer de moyens autrement importants et obtenir un tout autre retentissement. En effet, après un travail équivalent à 70 ingénieur-an, d'un budget de trois millions de dollars, l'équipe remet en août 1974 un document de plus de 3300 pages, sous la forme d'un projet soumis à commentaires. Le rapport, connu sous le nom de RSS ("Reactor Safety Study"), ou «WASH 1400»⁶³¹, ou "Rapport Rasmussen" est également accompagné d'une version grand public, reprenant les principales conclusions de l'étude. Après étude des critiques du projet, une version finale est publiée⁶³² fin 1975, au terme de quatre ans d'étude et 5 millions de dollars. Sur le plan scientifique, l'objectif était très ambitieux - évaluer l'ensemble du risque présenté par les centrales nucléaires, - le travail fut colossal.

10.2.3. Le contenu, méthodologie

Selon Rasmussen⁶³³, l'équipe était confrontée à deux objectifs principaux. Un premier

⁶²⁸ Joel Primack, "Nuclear Reactor Safety : An introduction to the issues", The Bulletin of the Atomic Scientists, 31, n°. 7, September, 1975, pp. 15-19. Selon Daniel Ford, (Daniel Ford, Meltdown. The Secret Papers of The Atomic Energy Commission, New York, Simon and Schuster, 1986, pp. 66-82), le groupe de l' AEC chargé de l'actualisation du WASH 740 démarra ses travaux, en secret, à l'été 1964. Il était dirigé par Clifford Beck de l'équipe chargée de la réglementation à l'AEC. Des scientifiques des laboratoires de Brookhaven de Long Island, où avait été effectuée l'étude précédente, furent chargés des analyses techniques détaillées nécessaires pour la nouvelle version. A l'automne, les premiers résultats étaient «terrifiants». Les scientifiques de Brookhaven trouvaient que 45 000 personnes pourraient être tuées en cas d'accident majeur sur un réacteur, alors que WASH 740 avançait le chiffre de 3 400. Sur le plan financier, les dégâts matériels pourraient être 40 fois plus élevés que les sept milliards de dollars de la version de 1957. La différence s'expliquait selon les auteurs par l'augmentation de puissance des réacteurs dans l'intervalle : alors qu'en 1957 un réacteur de 150 MWe était considéré comme un gros réacteur, en 1964, les plans pour les réacteurs proposés annonçaient des puissances de 1000 MWe.

⁶³⁰ Parallèlement aux critiques contre l'énergie nucléaire, des voix s'élèvent au sein-même de la communauté nucléaire, au début des années soixante dix, pour modifier l'approche réglementaire de la sûreté nucléaire. Certains techniciens estiment qu'il ne faut plus se contenter de vérifier la validité de la conception par l'analyse d'un certain nombre d'accidents «de référence», plus ou moins arbitraires, selon l'esprit de l'accident maximal vraisemblable. Le Britannique Farmer avait été précurseur dans cette voie. Il avait proposé en 1967 une approche probabiliste de la sûreté et formulé un critère de choix des séquences accidentelles à prendre en considération dans l'analyse de sûreté : selon lui, il fallait imposer à une installation toutes les dispositions nécessaires pour que la probabilité d'un accident soit d'autant plus faible que les conséquences sont importantes. Farmer poursuivait sa croisade en faveur de l'analyse probabiliste, et il souhaitait que cela conduise à une modification de la réglementation.

⁶³¹ Atomic Energy Commission, "Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in US commercial nuclear power plants", WASH-1400 Draft, Washington DC, The Commission, Aug. 1974.

⁶³² Nuclear Regulatory Commission, «Reactor Safety Study», «WASH 1400», NUREG-75/014, October 1975.

objectif consistait à identifier les séquences accidentelles pouvant conduire à des conséquences pour le public et estimer leur probabilité d'occurrence. Le second objectif était de calculer les conséquences de différents rejets de radioactivité provenant des séquences accidentelles précédemment identifiées.

La méthodologie retenue pour cette étude reposait principalement sur deux techniques de base : les arbres d'événements et les arbres de défaillance.

La méthode la plus couramment utilisée pour la quantification des défaillances des systèmes est l'analyse par arbre de défaillance. Cette technique postule la défaillance finale d'un composant et essaie de remonter à l'ensemble des causes qui en sont à l'origine. L'équipe de Rasmussen essaya tout d'abord de faire une étude de ce type pour les réacteurs nucléaires en commençant avec comme défaillance finale un rejet accidentel de radioactivité, mais ils durent renoncer car la complexité du système conduisait à la construction d'arbres avec des branches quasiment infinies. C'est pourquoi Rasmussen et son équipe s'inspirèrent du formalisme des arbres de décision, largement répandu dans le domaine des analyses économiques, pour diviser le problème en parties plus petites auxquelles ils puissent appliquer la méthode des arbres de défaillances.

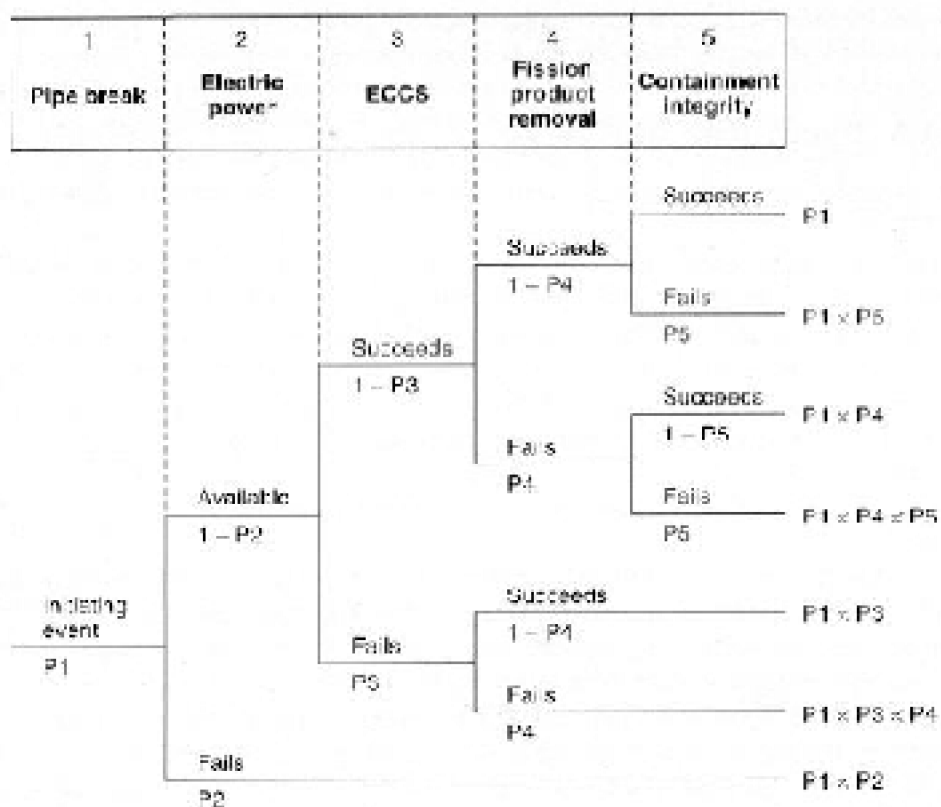
L'élaboration des arbres d'événements, nom que l'on donne aux arbres de décisions lorsqu'ils sont appliqués à l'analyse des accidents, part d'un événement initiateur particulier, par exemple une rupture de canalisation, et déduit toutes les conséquences, les scénarios possibles qui peuvent se développer à la suite de cet initiateur. Les différentes conséquences possibles - la poursuite ou non de la séquence accidentelle - dépendent alors du fonctionnement ou du non-fonctionnement d'un certain nombre de systèmes. Dans un réacteur il s'agit des systèmes qui doivent empêcher la fusion du combustible, et si le combustible fond, des systèmes qui doivent limiter la quantité des rejets radioactifs. Concrètement, dans le cas des réacteurs la défaillance ultime dont il faut se prémunir est la fusion du cœur, il est donc nécessaire d'identifier les initiateurs qui pourraient éventuellement conduire à la fusion et construire un arbre d'événement pour chacun d'entre eux.

C'est ainsi que l'équipe Rasmussen a considéré deux grandes classes d'événements initiateurs : tout d'abord la perte de réfrigérant, un LOCA qui survient à la suite d'une dépressurisation brutale par rupture du circuit de refroidissement. La fusion ou non du cœur dépend alors du bon fonctionnement des systèmes de secours prévus à cet effet. La deuxième catégorie concerne les transitoires de puissance, c'est-à-dire des événements prévus (recharge du réacteur par exemple) ou non (perte d'alimentation électrique), qui conduisent à la délivrance du signal de mise à l'arrêt du réacteur. La fusion du cœur peut résulter soit du non-fonctionnement de l'arrêt d'urgence, soit d'une défaillance du système de refroidissement, ce qui ramène au cas précédent.

Dans l'exemple d'une rupture de canalisation, la connaissance des probabilités de succès de chacun des systèmes de sécurité pourrait théoriquement permettre de calculer la probabilité de chacune des séquences accidentelles. Mais ce calcul se heurte au problème de l'interdépendance de ces probabilités, ce qu'on appelle les défaillances de

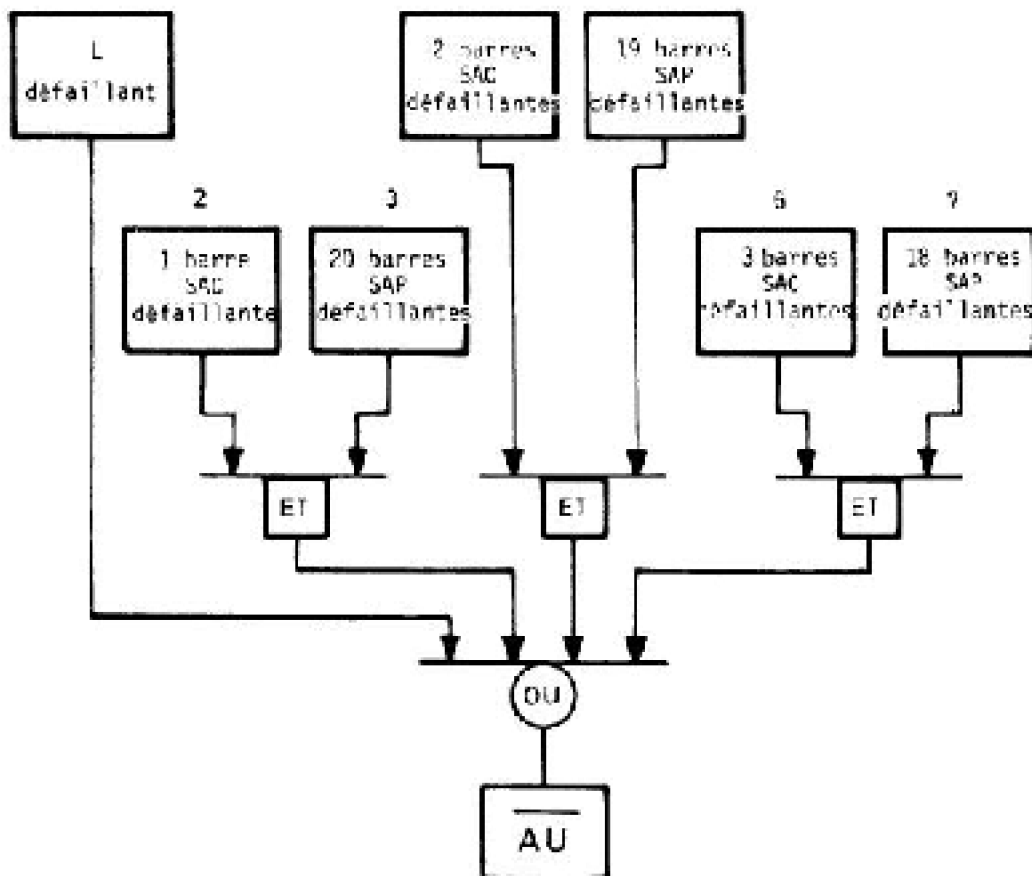
⁶³³ Norman C. Rasmussen, "The safety study and its feedback", *The Bulletin of the Atomic Scientists*, 31, n°. 7, September, 1975, pp. 25-28.

mode commun. L'un des gros efforts de l'équipe, explique Rasmussen, a consisté à rechercher ce type de dépendances. Pour des événements indépendants, la probabilité d'une séquence est le produit des probabilités des divers événements qui la composent. Pour des événements liés, le problème est beaucoup plus compliqué et la probabilité plus importante.



Arbre d'événement pour un accident de perte de réfrigérant (Source : Reactor Safety Study, US NRC, WASH 1400, NUREG 75/014, October 1974)

Pour déterminer les probabilités dans les différentes branches de l'arbre d'événements, les auteurs ont utilisé la technique des arbres de défaillance. Le point de départ est cette fois un événement indésirable donné (par exemple la perte des alimentations électriques) à partir duquel les analystes remontent aux combinaisons de défaillances qui peuvent conduire à ce type de panne. Les données de fiabilité des divers équipements (pompes, vannes, relais, mais aussi erreurs humaines) provenant de l'expérience permettent alors de prédire le taux de défaillance du système étudié.



Arbre de défaillance du système d'arrêt d'urgence (AU) d'un réacteur. Source : Carnino, Annick, « Applications des méthodes probabilistes en matière de sûreté nucléaire », RGN, 1976, N°5, p. 415.

10.2.4. Résultats de l'étude

Les analyses précédentes ont été menées sur deux réacteurs à eau légère en exploitation, un réacteur à eau pressurisée Westinghouse de 788 MWe, Surry 1, et un réacteur bouillant General Electric de 1065 MWe, Peach Bottom 2.

Résumée grossièrement, l'étude conduit à une probabilité de fusion du cœur de 6.10^{-5} /réacteur-an, à peu près identique pour les deux réacteurs⁶³⁴, soit une chance sur 17 000 par réacteur et par an, ce qui équivaut à un accident tous les 170 ans pour un parc

⁶³⁴ «Comme par hasard», remarquent les sceptiques..., qui voient là la démonstration du caractère éminemment politique de ce genre d'expertise, où Rasmussen ne se serait pas autorisé à départager les deux filières en compétition.

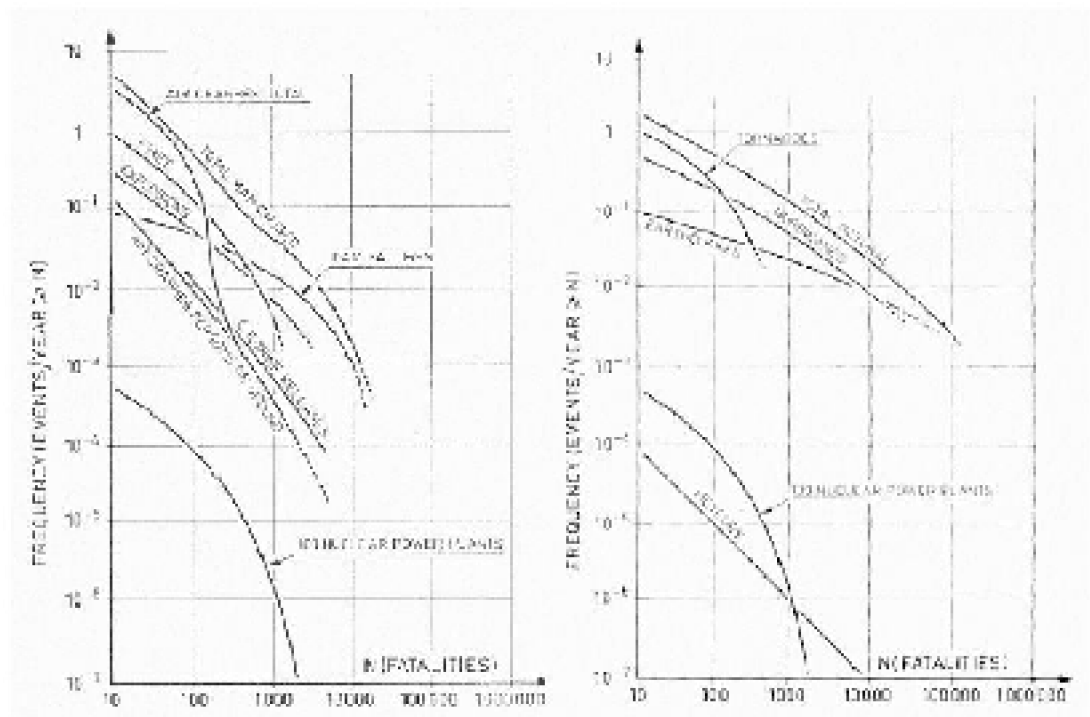
de 100 réacteurs identiques. Mais en plus, l'un des résultats avancés par l'étude Rasmussen est que la fusion du cœur ne conduit que dans un cas sur dix à des conséquences pour la santé du public.

Répondant aux estimations émises par le rapport WASH 740, les évaluations de l'équipe Rasmussen aboutissent à une probabilité, pour l'accident ayant les pires conséquences, de 10^{-9} par tranche et par an, ce qui est très faible, mais en plus, ses conséquences ne seraient pas aussi dramatiques qu'on l'estimait, puisque même en combinant tous les facteurs défavorables, le nombre de morts violentes s'élèverait à 92 (contre 3400 dans l'estimation WASH 740), le nombre de victimes à 200 (au lieu de 43 000), les dommages à 1,7 milliard de dollar-1973 (contre 10 milliards). Les différences tiennent essentiellement aux hypothèses prises en compte (méthode de recensement des populations, proportion de la radioactivité du cœur qui serait rejetée dans l'atmosphère, hypothèse de l'évacuation des populations...), celles du rapport 1400 se voulant plus réalistes, à la différence de celles du rapport 740 qui se voulaient majorantes.

Les auteurs comparent ensuite la probabilité que se produise un accident provoquant un nombre de morts donnés sur un parc de 100 réacteurs avec les estimations liées à d'autres accidents, d'origine humaine ou naturelle.

Les résultats sont donnés sous forme de courbes très explicites (reproduites plus loin) qui montrent que les risques provoqués par des accidents de réacteurs sont très inférieurs aux risques provoqués par les autres industries et même moindres que les risques naturels : le seul risque comparable au fonctionnement de 100 réacteurs est celui d'une chute de météorites !

Cette conclusion sera reprise avec enthousiasme par l'AEC, commanditaire de l'étude : elle montre en effet que l'énergie nucléaire est une énergie sûre, plus sûre que tout ce qui peut provoquer des dommages dans la vie moderne. Dès la publication en août 1974 de la version provisoire de l'étude, l'AEC lance une grande campagne de publicité. Le résumé le plus cité des résultats de l'étude est qu'une personne a à peu près autant de chances de mourir d'un accident de réacteur que d'être heurtée par une météorite.



Courbes de Rasmussen

10.2.5. Les réactions au Rapport Rasmussen aux Etats-Unis

Cette présentation allait susciter de nombreuses critiques. Elles émanent en particulier d'un groupe de scientifiques⁶³⁵ de l'Union of Concerned Scientists, une association créée en 1969 et regroupant des scientifiques préoccupés par les implications de la science pour la société. Les scientifiques de l'UCS mettent essentiellement en cause l'évaluation des conséquences d'un accident grave.

La Société Américaine de Physique, (American Physical Society) une association professionnelle de physiciens, émet les critiques les plus détaillées de l'étude de l'AEC, en particulier sur le chapitre consacré aux accidents de fusion. A l'initiative de Frank von

⁶³⁵ Henry W. Kendall, Sidney Moglewer, «Preliminary Review of the AEC reactor safety study, Joint review committee, Sierra Club-Union of Concerned Scientists, San Francisco-Cambridge, novembre 1974.

Hippel, un physicien théoricien militant pour une science d'intérêt public, un groupe d'étude mandaté par l'APS est mis sur pied sous la présidence d'Harold Lewis, physicien dans une université de Californie. Le groupe obtient un soutien financier de la National Science Foundation et de l'AEC. Ayant démarré ses travaux en août 1974, le groupe remet son rapport en avril 1975. Exprimé de façon très diplomatique, le rapport indique que l'équipe n'a aucune confiance dans les estimations de probabilité avancées par l'équipe Rasmussen.⁶³⁶ De nombreuses erreurs sont soulevées : seules les victimes provoquées par des doses reçues pendant les premières 24 heures sont prises en compte alors que de nombreux cancers affecteraient la population seulement quelques années après l'accident.

D'autres critiques montrent du doigt la présentation tendancieuse des analyses statistiques, tandis que d'autres en contestent le fondement même. On apprendra par la suite que plusieurs groupes d'études internes à l'AEC avaient été chargés d'évaluer le rapport et qu'ils avaient émis de nombreuses critiques sur les méthodes utilisées. L'AEC n'avait pas mentionné l'existence de ces rapports. Un mathématicien de l'un de ces groupes estimait que les probabilités avancées devraient être multipliées par 2,5 si on utilisait des méthodes de calcul standard. D'autres mettaient en cause le traitement des défauts de mode commun.

Entre temps, en réponse à la controverse croissante à propos de l'énergie nucléaire, l'AEC est abolie par le Congrès américain. A sa place, deux agences sont créées : le Department of Energy se charge du rôle de promotion de l'énergie nucléaire; l'autre agence, la Nuclear Regulatory Commission (NRC), hérite des fonctions de contrôle de la sûreté de l'ancienne AEC. C'est à la NRC, créée officiellement en janvier 1975, qu'échoit la tâche de publier la version finale après étude des commentaires. L'examen du projet est confié à Saul Levine, l'ancien directeur de la RSS, ce qui ne manque pas de soulever des critiques. Le rapport final est publié le 30 octobre 1975.

Sur le plan technique, les critiques sont unanimes sur un point : il ne faut pas considérer les valeurs Rasmussen comme absolues. On note généralement qu'étant donné la complexité des phénomènes physiques en jeu, souvent mal connus, et les nombreuses hypothèses et incertitudes sur les données, les chiffres avancés ne peuvent qu'être sujet à caution, d'autant plus que Rasmussen n'a pas associé à ses résultats les marges d'incertitudes correspondantes. Dans la comparaison qui est faite avec les autres risques de catastrophes, la démarche est contestée puisqu'elle met en rapport d'un côté des estimations, des calculs de probabilités pour les accidents nucléaires, et de l'autre des données statistiques acquises après de nombreuses années d'expérience dans les autres secteurs. De plus, qui pourrait certifier que toutes les causes d'accident ont bien été analysées, ce qui fait dire que cette approche ne peut que minimiser les risques encourus, sans compter que les risques de sabotage ou les guerres ne sont pas pris en compte. Bref, selon les critiques, le rapport Rasmussen ne peut absolument pas servir de référence, notamment faute d'une expérience d'exploitation suffisante, et faute d'une connaissance de toutes les données physiques et de la fiabilité des composants.

Du côté des industriels américains, la réaction est également hostile. Ils craignent

⁶³⁶ Cf. Ford, D., op. cit., p. 162.

qu'avec cette nouvelle approche, les relations avec les autorités et le public ne soient plus possibles. En effet, aux Etats-Unis, comme en Allemagne, la loi stipule qu'il ne doit pas y avoir de risque «undue». Jusque-là avec le concept d'accident maximum crédible, on pouvait dire qu'il ne pouvait rien se passer de pire que cet accident dont on montrait par ailleurs qu'il n'avait pas de conséquences inacceptables. Avec ce type d'argumentation, les industriels pouvaient assurer leur défense devant les tribunaux si besoin était. A partir du moment où cette notion d'accident maximum disparaît et qu'on affirme qu'un accident plus grave peut se produire, même s'il est peu probable, les industriels pouvaient estimer que leur position serait beaucoup plus difficile devant les juges.

Les spécialistes de la sûreté partagent certaines des critiques émises à l'encontre du rapport. Mais parmi les experts, on estime que la méthode utilisée rend plus rationnelle l'étude de la sûreté des réacteurs et permet de préciser le déroulement de nombreuses séquences accidentelles. On mentionne également l'intérêt que les analyses par arbre de faute et arbre d'événement apportent pour permettre une meilleure compréhension du spectre des accidents, et également pour mettre en évidence les points forts et les points faibles des systèmes importants pour la sûreté.

Des critiques sont émises également au sein de la NRC mettant en cause la différence entre la vision angélique présentée dans le rapport résumé et le rapport lui-même, si bien qu'en janvier 1979, la Commission rejette le contenu du rapport résumé. La partie la plus visible, la plus apte à rassurer le public, la version résumée, est donc considérée comme non valable par la NRC. Au final, le rapport Rasmussen qui devait à jamais clore le débat sur les risques de l'énergie nucléaire, restera un document technique à usage des spécialistes de la sûreté et non l'outil de communication rêvé par ses initiateurs.

10.3. Les réactions à l'approche probabiliste en France

10.3.1. Des experts globalement très enthousiastes

L'étude Rasmussen suscite l'admiration et l'enthousiasme du côté des techniciens français chargés de l'analyse de la sûreté des réacteurs. Le premier numéro de la *Revue Générale Nucléaire*, en février 1975, consacre l'événement en publiant un article magistral du Chef du Département de Sûreté Nucléaire au CEA, Pierre Tanguy⁶³⁷, enthousiaste et néanmoins critique. Il avoue qu'il estimait au départ que la tâche de cette étude serait colossale, mais il en attendait avec intérêt le résultat. C'est pourquoi il salue l'énorme travail accompli, et les progrès que cette nouvelle méthode apporte à la sûreté, même s'il estime les valeurs absolues obtenues sujettes à caution : la méthode permet une analyse plus cohérente de tous les aspects de la sûreté des réacteurs qui ne s'appuie plus sur l'étude d'accidents-types définis de façon plus ou moins arbitraire. Il estime même que la sûreté ne pourra plus être la même avant et après Rasmussen.

⁶³⁷ Pierre Tanguy, "Que faut-il penser du rapport Rasmussen", *Revue Générale Nucléaire*, Tome 1, N° 1, Février-Mars 1975, pp. 35-43.

Après avoir rappelé les circonstances du lancement de l'étude Rasmussen, Tanguy résume dans une deuxième partie le contenu du rapport provisoire. Selon lui, le rapport Rasmussen dit essentiellement deux choses. Tout d'abord, que le pire des accidents n'est pas aussi catastrophique qu'on aurait pu l'imaginer : l'accident de fusion du cœur est évidemment un accident très grave s'il se produisait un jour, mais «la conséquence la plus probable d'une fusion complète du cœur du réacteur est extrêmement limitée : pas de morts, pas de maladies graves excepté quelques nodules thyroïdiens et une zone à évacuer inférieure à 20 ha, donc ne s'étendant pratiquement pas au-delà du site de la centrale. Or, il avait toujours été admis jusqu'ici, qu'une fusion du cœur devait conduire inéluctablement à des conséquences inacceptables pour le public.»⁶³⁸ Deuxième leçon tirée de Rasmussen, les risques liés à l'exploitation des centrales nucléaires sont plus faibles que les risques courants résultant des activités humaines ou des phénomènes naturels.

Dans un troisième paragraphe, intitulé «Qu'apporte le rapport Rasmussen aux spécialistes de sûreté», Tanguy affirme que l'intérêt de WASH 1400 tient avant tout à la méthodologie employée, apportant en outre «des enseignements extrêmement importants qui s'avèrent d'ores et déjà une aide précieuse pour tous ceux qui ont pour charge de s'assurer que les dispositions prises par les constructeurs et les exploitants garantissent effectivement la sûreté de l'installation».⁶³⁹ Premier enseignement selon Tanguy, «le rapport Rasmussen démontre qu'il est possible de mettre en œuvre une approche rigoureuse de la sûreté basée sur une analyse logique des fonctions et des systèmes de sécurité et sur une évaluation quantitative en termes de probabilité.» Si la tentative de dresser un immense arbre de défaillance a été abandonnée, la technique de l'arbre d'événement s'est révélée un outil extrêmement puissant. La quantification de ces arbres d'événement est un problème difficile en raison de l'impossibilité de disposer pour les équipements nucléaires de taux de défaillance démontrés par l'expérience, mais Tanguy salue l'étude américaine qui donne des taux de défaillance beaucoup plus réalistes que les nombreuses études de fiabilité du passé qui conduisaient «à des résultats manifestement absurdes pour les praticiens (des taux de défaillance de systèmes complexes aussi bas que 10-10 !)» Cela est dû au fait «qu'il a été tenu compte systématiquement de la possibilité d'erreur humaine à tous les niveaux».

En second lieu, le rapport Rasmussen apporte des enseignements importants pour l'analyse de sûreté. Tanguy doit avouer très franchement une première surprise : «l'un des premiers enseignements est que finalement la fiabilité des équipements nucléaires n'est pas aussi bonne qu'on aurait pu le croire, et qu'elle n'est pas supérieure à celle des équipements comparables utilisés dans les autres branches industrielles. C'est surprenant lorsqu'on considère l'effort particulier de qualité, notamment au niveau des contrôles de fabrication, qui est de règle dans l'industrie nucléaire; ce l'est moins lorsqu'on prend en compte l'aspect plus ou moins prototype de nombreux matériels.»⁶⁴⁰ Autre enseignement pour l'analyste, si le LOCA est confirmé comme étant la séquence accidentelle déterminante, la surprise vient du fait que ce n'est pas la rupture d'une tuyauterie

⁶³⁸ Ibid., p. 37.

⁶³⁹ Ibid., p. 38.

principale qui en est la cause la grave, mais la défaillance d'un clapet anti-retour sur une partie du circuit primaire. En d'autres termes, ce n'est pas la grosse brèche qui serait la plus susceptible de conduire à l'accident de perte de refroidissement, mais une petite brèche provoquée par la défaillance d'une pièce apparemment plus anodine. Parmi d'autres enseignements, Tanguy mentionne le fait que l'étude Rasmussen «donne pour la première fois le moyen de vérifier la cohérence des dispositions de sûreté imposées par l'autorité réglementaire et la méthode permettant d'optimiser la sûreté globale d'une installation», et d'allouer préférentiellement les moyens, en recherche notamment, aux problèmes de sûreté qui jouent un rôle significatif.

Malgré ces enseignements, Tanguy estime que le rapport Rasmussen n'est pas à l'abri de critiques. Tanguy résume les principales critiques des opposants, en particulier celles émises par le rapport Kendall, qu'il rejette pour l'essentiel. Par contre, s'il s'affirme «très admiratif» comme tous les spécialistes de sûreté, avec eux il estime que l'étude pourrait être poursuivie et approfondie. Il remarque notamment que la rupture de la cuve comme événement initiateur a été prise en compte avec une valeur de probabilité de 10^{-7} en raison des précautions particulières prises dans la réalisation de ce composant. Or cette valeur est «sérieusement questionnée par les experts européens», certains lui attribuant une valeur cent fois plus élevée. Rasmussen estimait que même une valeur 100 fois plus élevée ne modifierait en rien ses résultats et que la rupture de la cuve ne représenterait pas le composant principal du risque global. Cette dernière affirmation est mise en doute par Tanguy, car Rasmussen est parti de l'hypothèse que la probabilité qu'une rupture de cuve entraîne comme conséquence immédiate la rupture de l'enceinte de confinement est nulle. Ceci lui paraît discutable. Même si dans la plupart des cas de rupture une telle approche est sans doute valable, il existe peut-être certains types de rupture auxquels elle ne s'appliquerait pas. Toujours en matière de cuve, Tanguy note une préoccupation des organismes de sûreté qui n'apparaît pas dans le rapport de Rasmussen, la crainte de s'en remettre entièrement à une procédure de surveillance de qualité. «C'est typiquement un sujet où on peut craindre les conséquences d'une insuffisance des connaissances techniques (...) par exemple dans le cas où au cours de cyclages thermiques un défaut pourrait se développer beaucoup plus vite que prévu en un endroit particulièrement sollicité, et par suite d'une erreur dans la qualité du matériau ou dans sa surveillance.» D'ailleurs, «les Allemands notamment estiment qu'il serait utile d'approfondir l'étude des conséquences d'une rupture de cuve et les mérites comparés des dispositions constructives qui peuvent être envisagés pour les limiter (casemates ou autres).»⁶⁴¹ Un autre type de discussion entre experts européens à propos du rapport Rasmussen a concerné la prise en compte des séismes, pour lesquels l'analyse paraît moins approfondie, «les calculs de probabilités entachés d'une légère erreur».⁶⁴²

Le chef du DSN conclue son article sur la portée du rapport Rasmussen, dont les critiques présentées ne doivent pas minimiser la portée. L'analyse de sûreté utilise d'ores

⁶⁴⁰ A partir de ce constat qui permet aux analystes de sûreté de se référer aux équipements analogues dans les autres industries, Tanguy émet le conseil pratique que les constructeurs fassent appel autant que possible à des matériels existants dans l'industrie, sur lesquels une sélection complémentaire pourrait être exercée.

⁶⁴¹ Ibid., p. 42

et déjà la méthode et certains résultats de l'étude, et «on doit s'attendre à ce que progressivement la réglementation de sûreté nucléaire s'inspire de plus en plus des idées du rapport.» Mais cette transformation de la réglementation ne peut cependant être que progressive, en particulier parce que les valeurs émises par le rapport demandent confirmation, mais aussi parce qu'elles proviennent d'une étude sur des réacteurs particuliers, construits et exploités aux Etats-Unis suivant les règles en vigueur Outre-Atlantique. L'adaptation à d'autres installations dans d'autres pays devrait donc être faite avec soin, c'est en particulier le cas pour les sites retenus pour les centrales, car la densité de population en Europe est supérieure à celle des Etats-Unis.

En conclusion, Tanguy salue le grand travail effectué par Rasmussen et Levine : il constitue un point de départ plus qu'un aboutissement. «Un grand travail reste nécessaire, mais un pas important a été fait.»

10.3.2. L'introduction des probabilités dans la réglementation

Lors des discussions entre EDF et le SCSIN à propos de la série de 1300 MWe, la liste des conditions de fonctionnement adoptée pour le palier 900 est reprise et légèrement complétée, cette fois avec la mention des conséquences et des probabilités des événements. Sur la base d'une norme américaine (ANSI.N.18.2.) EDF propose en 1975, et les autorités acceptent, un tableau de correspondance entre plage de fréquence estimée et ordre de grandeur des conséquences maximales admissibles des divers incidents pris en compte. Les situations retenues pour la conception des tranches 900 et 1300, qu'elles résultent d'événements d'origine interne ou externe, et qui servent au dimensionnement des installations peuvent ainsi se répartir en 4 grandes catégories, chaque catégorie ayant une largeur de deux décades en probabilité. Les objectifs à atteindre sur le plan de la sûreté pour ces différents événements de dimensionnement sont de pouvoir arrêter et maintenir le réacteur à l'état d'arrêt sûr, et éviter le dégagement inacceptable de substances radioactives à la limite du site. Un tableau résume les quatre catégories, leurs plages de probabilités et les conséquences associées.⁶⁴³

⁶⁴² Dans le cas de la rupture de la cuve comme dans celui des séismes, Tanguy propose pour lever les incertitudes de partir d'une étude analytique basée sur des phénomènes physiques : ceux qui peuvent être à l'origine d'une rupture dans le cas de la cuve, se baser non sur l'intensité mais sur la magnitude associée à la distance focale du séisme. Nous verrons plus loin que cela correspond à l'esprit des études de sûreté lancées en France.

⁶⁴³ Les accidents susceptibles d'affecter les installations sont étudiés de façon systématique. Trois grandes catégories d'accidents sont distinguées suivant leurs conséquences radiologiques. Parmi les «incidents sans conséquences radiologiques», sont par exemple étudiés les accidents consécutifs à un retrait incontrôlé des grappes de réglage, l'introduction d'eau non boriquée par le circuit d'appoint d'eau primaire, l'arrêt des pompes de circulation, la dépressurisation intempestive du circuit primaire, la perte de l'eau d'alimentation normale. Parmi les «incidents accompagnés d'un faible relâchement de radioactivité pouvant entraîner pour la population la plus proche de la centrale une dose inférieure à la dose légalement permise», sont envisagés la rupture d'une tuyauterie du circuit primaire de diamètre < 25 mm, des brèches sur une tuyauterie de vapeur, la rupture d'un réservoir de stockage d'effluents gazeux, ou encore le retrait intempestif d'une grappe de commande pendant le fonctionnement à pleine puissance. Enfin sont étudiés les «accidents ayant pour conséquence un relâchement de radioactivité n'entraînant pas pour la population de dommages corporels» comme la rupture complète d'une tuyauterie du circuit primaire, la rupture complète d'une tuyauterie du circuit de vapeur ou l'éjection d'une grappe de commande.

CATEGORIES DE SITUATIONS	FREQUENCE D'APPARITION ANNUELLE (ORDRE DE GRANDEUR) [*]	CONSEQUENCES RADIOLOGIQUES A LA LIMITE DU SITE (ORDRE DE GRANDEUR)
I - SITUATIONS NORMALES		Respect des autorisations de rejets
II - INCIDENTS DE FREQUENCE MOYENNE	10 ⁻² à 1 par incident	
III - ACCIDENTS PEU PROBABLES	10 ⁻⁴ à 10 ⁻² par accident	Organisme entier : 0,5 rem Thyroïde : 1,5 rem
IV - ACCIDENTS HYPOTHETIQUES	10 ⁻⁶ à 10 ⁻⁴ par accident	# 15 rems pour l'organisme entier # 30 à 45 rems pour la thyroïde

Source : document EDF, 1978.

* Le terme ordre de grandeur signifie que les valeurs mentionnées n'ont pas de valeur réglementaire, mais ont été proposées par l'exploitant aux autorités de sûreté qui les ont acceptées.

Au-delà de la conception déterministe basée sur la défense en profondeur retenue pour le dimensionnement, EDF est amenée, à partir de 1975, à effectuer une analyse systématique de la fiabilité des systèmes importants pour la sûreté : d'une part, la recherche des modes communs de défaillance doit permettre d'en minimiser le rôle, d'autre part, l'analyse fiabiliste permet de comparer et effectuer un choix parmi des systèmes à peu près équivalents. Les concepteurs d'EDF intègrent à leur démarche traditionnelle une analyse fiabiliste, mais ils rejettent la méthode probabiliste qui n'est perçue que comme un complément à une analyse d'ingénierie classique, à caractère déterministe : la démarche probabiliste n'est pas considérée comme un moyen de concevoir les centrales mais seulement comme un outil d'analyse, qui peut permettre de rationaliser les règles de décision utilisées à la conception. Un deuxième rôle assigné à l'analyse probabiliste par EDF serait de démontrer le caractère hautement préventif des mesures prises à la conception, à la réalisation et durant l'exploitation. Aucune étude probabiliste du style Rasmussen n'est engagée par EDF.

10.3.3. Un objectif global de sûreté : la lettre SIN 1076/77

Du côté des autorités réglementaires, on voit dans cette méthode un outil puissant pour juger de l'acceptabilité ou non de telle ou telle mesure proposée par l'exploitant, et pour aborder l'étude des accidents au-delà de l'accident de dimensionnement. Ces objectifs peuvent même se traduire de façon chiffrée, sous la forme d'un critère d'acceptation globale du risque.

C'est ainsi qu'en juillet 1977, le Service Central adresse au directeur général d'EDF une lettre ⁶⁴⁴ dans laquelle il définit un objectif probabiliste global à atteindre spécifiant

⁶⁴⁴ Lettre SIN n° 1076/77 du 11 juillet 1977 relative aux grandes options de sûreté des tranches comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée du ministre chargé de l'industrie au directeur général d'EDF. Cette lettre est reproduite dans le recueil de textes publiés par la direction de la sûreté des installations nucléaires, dans la 4e édition, publiée en mai 1999 intitulé Sûreté nucléaire en France, p. 83.

que «le dimensionnement des installations d'une tranche comportant un réacteur à eau pressurisée devrait être tel que la probabilité globale que cette tranche puisse être à l'origine de conséquences inacceptables ne dépasse pas 10^{-6} par an». ⁶⁴⁵ L'objectif est assigné avec un conditionnel, et les "conséquences inacceptables" ne sont pas spécifiées par un texte réglementaire ou législatif. D'abord parce que juridiquement l'Etat ne peut pas reconnaître le droit aux exploitants nucléaires d'avoir une certaine probabilité d'accidents mortels. Ces conséquences inacceptables sont donc fixées de telle sorte que les rejets radioactifs dans l'environnement ne dépassent pas les conséquences admises pour les accidents conventionnels de la quatrième catégorie.

En fait, l'objectif de cette lettre n'est pas de donner un critère technique. C'est une lettre à caractère politique. ⁶⁴⁶ Selon son rédacteur, Daniel Quéniart, l'objectif était de donner une direction, de pousser EDF à regarder un certain nombre de séquences accidentelles allant au-delà des défaillances qui étaient examinées jusque-là. L'important aux yeux des rédacteurs n'était pas tant l'objectif global que l'objectif spécifié dans l'article qui suivait et qui stipulait qu'une famille d'événements devrait être prise en compte pour le dimensionnement de la tranche «si la probabilité qu'elle puisse conduire à des conséquences inacceptables est supérieure à 10^{-7} par an». Le type de famille d'événements visés par cette lettre était par exemple la perte totale des alimentations électriques. Il s'agissait donc pour le Service central de faire pression sur l'exploitant pour que ces scénarios soient examinés, et qu'on améliore les réponses apportées. Les autorités sentaient en effet que sur ce type de problèmes, les probabilités étaient plus élevées que les 10^{-7} annoncés alors que pour EDF ce type d'événement était impossible. Il s'agissait donc de pousser à l'amélioration du traitement de ces événements, et non pas de démontrer qu'on n'atteignait pas ces valeurs de probabilités, la démonstration étant de toute façon quasi impossible. La lettre SIN n'avait aucun caractère réglementaire mais elle était une indication, dans le cadre d'échanges informels entre l'administration et les exploitants : l'administration expliquait en substance qu'elle ne jugerait pas tolérable qu'EDF n'arrive pas à démontrer que la probabilité de n'importe quel scénario d'accident est inférieure à tel chiffre. ⁶⁴⁷

L'autorité de sûreté avait déterminé cet objectif de 10^{-6} en se référant aux ordres de grandeur estimés aux Etats-Unis étant donné que les réacteurs étaient sous licence américaine, mais également en se basant sur un "simple raisonnement de bon sens" : si l'on souhaite construire cinquante réacteurs qui doivent fonctionner chacun pendant quarante ans, cela fait 2000 année-réacteur, en partant d'une probabilité 10^{-4} il y a une

⁶⁴⁵ Ibid.

⁶⁴⁶ Entretien avec Daniel Quéniart. En 1977, Daniel Quéniart est ingénieur au SCSIN. Polytechnicien, sorti major de sa promotion, il entre à l'école des mines de Paris. Après un an dans les installations classées, il rejoint le tout nouveau SCSIN en 1973, appelé pour ses compétences en matière d'énergie nucléaire puisqu'il avait effectué des stages à la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux (graphite-gaz) et passé presque un an au SEPTEN d'EDF. En 1978, Daniel Quéniart rejoint le CEA comme adjoint de François Cogné au Département de Sûreté Nucléaire de l'IPSN.

⁶⁴⁷ D'après un entretien avec Michel Lavérie. Polytechnicien, ingénieur des Mines, Michel Lavérie est à partir de 1979 chef adjoint du SCSIN, il en prend la tête en 1986 jusqu'en 1992.

espérance mathématique d'un accident, ce qui est intolérable. Si l'on veut avoir une espérance mathématique d'un sur cent ou d'un sur 1000, on obtient des ordres de grandeur de 10^{-6} - 10^{-7} . Il était donc dans la logique de l'administration de dire que si l'on n'arrive pas à construire des machines dont on peut dire que leur ordre de grandeur d'accident grave est voisin de 10^{-6} , cela n'est pas acceptable en matière de sécurité, ou dit autrement, le nucléaire ne peut être sûr que si on arrive à ces ordres de grandeur-là de risque.⁶⁴⁸

Afin de respecter cet objectif global de risque de 10^{-6} , les pouvoirs publics invitaient EDF à gagner une décade pour chaque famille d'événements pour laquelle une approche probabiliste pouvait être utilisée, précisant que les familles d'événements dont la fréquence estimée serait clairement inférieure à 10^{-7} par an et par tranche ne seraient pas à prendre en compte. Les pouvoirs publics souhaitaient que l'approche probabiliste soit utilisée pour le plus grand nombre d'événements possibles, mais ils précisait que ceci n'impliquait pas qu'EDF utilise directement ces méthodes pour la conception des tranches.

A travers ces objectifs chiffrés, les Pouvoirs Publics entendaient également donner une référence aux concepteurs d'installation nucléaire, pour qui les slogans du type «la sûreté est la priorité numéro 1», «la sûreté absolue», ne sont pas un outil de travail. Il fallait fixer un objectif qui permette au concepteur de trancher le fameux dilemme, résumé par les Anglo-saxons sous la formule «how safe is safe enough» : on ne sait pas jusqu'où il faut aller en matière de sûreté mais on sait qu'il y a un moment où il faut s'arrêter. Cette valeur globale de 10^{-6} , se voulait en quelque sorte un «consensus» entre techniciens des pouvoirs publics et concepteurs : toutes les mesures devaient être prises pour parvenir à cet ordre de grandeur.

Si les analystes s'enthousiasment et les autorités réglementaires les suivent, du côté des constructeurs et de l'exploitant les réticences sont vives.

10.3.4. L'opposition d'EDF à l'introduction de critères probabilistes

EDF s'oppose en effet résolument à l'introduction de critères probabilistes dans la réglementation : compte tenu, d'une part, des incertitudes liées à l'évaluation des probabilités d'occurrence des événements rares et, d'autre part, des difficultés liées à la faisabilité des dispositifs présentant un taux de défaillance très bas (du fait notamment de l'existence de défaillances de mode commun), EDF estime qu'il est très difficile de fixer un critère global d'acceptation du risque qui ait un sens industriel. Du point de vue de l'électricien, la recommandation visant à fixer à 10^{-6} par an le seuil global par tranche et à 10^{-7} par an le seuil minimal par famille de situations au-delà duquel l'installation doit être dimensionnée afin de ne pas être à l'origine de conséquences inacceptables, paraît peu fondée. L'exploitant s'appuie notamment sur la valeur de 6.10^{-5} /an de probabilité de fusion du cœur avancée par le rapport WASH 1400 pour rejeter un tel critère : il faudrait diviser par soixante au minimum cette probabilité pour atteindre 10^{-6} si l'on considère que la fusion est inacceptable.

⁶⁴⁸ Ibid.

Outre les questions de fond sur lesquelles nous revenons plus loin, l'opposition d'EDF, mais également des constructeurs, s'explique aisément par le contexte de multiplication des obligations réglementaires, à l'étranger mais également en France. Les industriels se voient confrontés à des critères de sûreté, des guides plus ou moins obligatoires, des contrôles toujours plus nombreux. Or ces réglementations entraînent une forte augmentation des coûts d'investissements et d'exploitation, c'est pourquoi les industriels peuvent craindre que cette nouvelle génération de réglementation, à base probabiliste, vienne se superposer aux procédures en cours. Ils craignent que cela ne les empêche de stabiliser, rationaliser les fabrications et le fonctionnement, et qu'ils ne puissent obtenir un nombre suffisant de produits identiques.

Pour EDF, la situation est particulièrement délicate : depuis 1974, six réacteurs par an ont été commandés, et en 1977, ce sont près d'une vingtaine de tranches qui sont en construction, dont aucune ne fonctionne encore. Les responsables d'EDF redoutent que l'introduction d'une nouvelle règle du jeu ne perturbe le déroulement du programme, cette opération choc qui avait été définie au plus haut niveau par le premier ministre et qui était menée comme une opération de guerre. Les critères, mais également les études probabilistes que l'on envisage, sont donc considérés par les industriels, et même par certains spécialistes du Département de Sûreté Nucléaire du CEA chargés de l'analyse de la sûreté, comme quelque chose de dangereux, dans la mesure où cela pourrait compromettre le programme et le planning du programme d'équipement nucléaire. Il est un fait également qu'EDF, ou même le DSN du CEA, ne disposent pas nécessairement des moyens supplémentaires à allouer à ce type d'études, submergés qu'ils sont par les études de conception pour le SEPTEN, ou par les analyses des dossiers de sûreté d'EDF pour le DSN.

Mais l'opposition d'EDF n'est pas motivée que par des impératifs matériels ou économiques. D'un point de vue méthodologique également, les études probabilistes ne sont pas jugées comme un outil efficace pour réduire réellement le risque. Pierre Bacher, directeur du SEPTEN, s'il est un partisan de l'outil probabiliste comme outil d'analyse, s'oppose à un usage réglementaire de critères probabilistes. Pierre Bacher déclare lors d'un débat au cours d'un séminaire sur la fiabilité que «la connaissance pratique des événements rares ne sera pas améliorée par l'expérience d'exploitation des centrales dans les dix prochaines années. Dans le cadre des réacteurs à eau, l'étude des séquences accidentelles ne présente pas d'intérêt pour EDF.»⁶⁴⁹ Pierre Bacher explique les raisons qui font que pour les concepteurs, cette méthode ne peut guère être opératoire, tout au plus utile pour repérer certaines faiblesses à la conception : «Dans les années 76-77-78, on a commencé à faire en France, au SEPTEN que je dirigeais à l'époque, des études probabilistes sur les centrales françaises, et on a vu - d'ailleurs on l'avait lu dans le rapport de Rasmussen - qu'effectivement il y avait quelques domaines qui étaient des points faibles de nos installations, qui d'ailleurs avaient été identifiés comme des points faibles de la centrale de Surry. Et on a amélioré, sur ces points, en

⁶⁴⁹ Lory Michel, «Utilisation des méthodes probabilistes dans l'aéronautique et le domaine nucléaire. Compte rendu de la journée organisée le 30 janvier par la Section Sûreté-Environnement de la Société Française d'Energie Nucléaire», Revue Générale Nucléaire, N°4, juillet-août 1979, pp. 399-410. La citation de Pierre Bacher est extraite du compte rendu du débat sur les perspectives du développement des études probabilistes, p. 410.

particulier l'alimentation en secours des générateurs de vapeur. Mais admettons qu'il y ait une dizaine de familles de scénarios d'accidents conduisant à la fusion du cœur, on en a amélioré une ou deux, puis il en restait sept ou huit qu'on n'avait pas améliorées. Et globalement, on a gagné quelque chose, mais supposez que vous ayez huit familles dont chacune conduise à une probabilité de fusion de cœur de 10^{-5} , la somme c'est $8 \cdot 10^{-5}$, et 2 dont la probabilité est $2 \cdot 10^{-5}$, et non pas une fois 10^{-5} , vous rajoutez ces deux-là vont peser pour 4 au lieu de pour 2, donc vous êtes à $1,2 \cdot 10^{-4}$ au total ; évidemment le concepteur va chercher à améliorer les deux plus mauvais donc il va essayer de les ramener de 2 à 1, donc de gagner un facteur 2 sur chacun d'entre eux. Et au total vous allez passer de $1,2 \cdot 10^{-4}$ à $1 \cdot 10^{-4}$, vous ne changez pas l'ordre de grandeur. Vous avez fait un travail utile, incontestablement, mais vous ne changez pas l'ordre de grandeur. Si vous voulez gagner un facteur 10, il faut prendre une approche totalement différente : il ne suffit pas de gommer les deux points qui dépassent du bruit de fond, il faut descendre dans le bruit de fond et aller rechercher toutes les causes qui y contribuent, et cela c'est un autre problème. C'est ce qu'on a fait ensuite. Quand on est passé au palier 1300, on a repris à zéro en se basant sur les connaissances qu'on avait acquises dans la décennie précédente, et on a cherché à améliorer partout, de façon à gagner sinon un facteur dix, au moins un facteur trois ou quatre, et pas seulement 20%.”⁶⁵⁰

C'était en effet une des conclusions du rapport Rasmussen que de montrer qu'il y avait de nombreux chemins différents pouvant conduire à des accidents menant à la fusion du cœur. On pouvait donc tirer du rapport Rasmussen des conclusions plutôt pessimistes quant aux possibilités d'améliorations a posteriori en matière de sûreté de cette filière de réacteurs. A moins qu'un nombre réduit de scénarios aient eu des probabilités significativement plus importantes que celles prévues dans le rapport, il pouvait apparaître⁶⁵¹ difficile de réduire le risque d'un facteur significatif, 100 par exemple, en essayant de réduire la probabilité de ces quelques événements plus susceptibles de conduire à la fusion du cœur. De plus, à cause des incertitudes provenant des défaillances de mode commun, les concepteurs ne pouvaient qu'être confrontés à des difficultés supplémentaires pour accomplir avec confiance des réductions majeures dans les probabilités d'accident, étant donné qu'elles étaient déjà très faibles.

10.3.5. Face à l'opposition d'EDF : la lettre SIN n°576/78

La lettre SIN du 11 juillet 1977 n'ayant pas du tout été appréciée par EDF, une lettre complémentaire⁶⁵² du 16 mars 1978 est envoyée au directeur général d'EDF par le chef du SCSIN pour préciser comment interpréter la précédente lettre. Ce courrier est en fait

⁶⁵⁰ Entretien avec Pierre Bacher.

⁶⁵¹ Cf. Okrent David, Nuclear Reactor Safety. On the History of the Regulatory Process, The University of Wisconsin Press, Madison, 1981 p. 318.

⁶⁵² Lettre d'orientation SIN N° 576/78 du 16 mars 1978 relative aux grandes options de sûreté des tranches comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée du ministre chargé de l'industrie au directeur général d'EDF. Cette lettre est reproduite dans le recueil de textes publiés par la direction de la sûreté des installations nucléaires, dans la 4e édition, publiée en mai 1999 intitulé Sûreté nucléaire en France, p. 88.

une réponse à une lettre du directeur général délégué d'EDF qui faisait part de ses commentaires critiques à l'égard de la précédente lettre SIN sur le sujet.

Dans sa lettre SIN du 16 mars 1978, le Service Central revient un peu en arrière mais sans se renier. Evoquant certains «malentendus» entre l'établissement EDF et son service, le chef du Service Central note les progrès d'EDF dans le sens souhaité, mais relativise les exigences qu'il avait formulées en matière d'utilisation d'approches probabilistes : «je souligne par ailleurs que mon souci de viser à l'utilisation d'approches probabilistes pour le plus grand nombre possible de familles d'événements n'implique pas l'utilisation directe de telles méthodes pour la conception des tranches comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée. Des vérifications probabilistes peuvent très bien être effectuées a posteriori pour montrer le bien-fondé de dispositions prévues et de telles études peuvent d'ailleurs améliorer la définition des critères déterministes utilisés, le cas échéant, pour la conception de tranches ultérieures.»⁶⁵³ Christian de Torquat précise un peu plus le fait que le texte précédent n'avait pas valeur réglementaire et que l'approche probabiliste n'était qu'une aide supplémentaire : «Les termes de ma lettre SIN n°1076/77 n'impliquent pas non plus que la démonstration de la sûreté d'une tranche comportant un réacteur à eau pressurisée doit être aujourd'hui apportée par une analyse probabiliste exhaustive», les chiffres de probabilité donnés devant être considérés «comme des ordres de grandeur» tant pour ce qui concerne l'objectif global que pour les familles d'événements.

Mais le Service Central ne renonce pas. Après avoir concédé à EDF ces quelques précisions, on réaffirme le bien fondé des objectifs fixés. Torquat ajoute en effet que «l'ordre de grandeur fixé pour la probabilité maximale globale de conséquences inacceptables ne m'apparaît pas irréaliste, compte tenu des indications précisément fournies par le rapport WASH 1400 - que vous citez à l'encontre de ma lettre précitée - et compte tenu des améliorations d'ores et déjà apportées à la conception des tranches comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée.»⁶⁵⁴

Ces deux lettres SIN font partie des rares courriers publics relatant les divergences de vues, les rapports de force entre EDF et le Service Central : elles témoignent de la petite guerre qui se mène entre les deux organismes. D'ailleurs, après avoir fait quelques concessions à EDF, la lettre de l'administration devient plus comminatoire : si on recule sur les études probabilistes, on n'entend pas céder sur tout le terrain. La lettre se termine en soulignant qu'un certain nombre de documents demandés en 1976 à propos des tranches 900 MWe et devant figurer dans les rapports préliminaires de sûreté n'ont toujours pas été remis, à propos des centrales de Blayais et Cruas et que dans ces conditions, il n'apparaît «pas possible de faire procéder à l'instruction technique des rapports précités». Or sans instruction technique, il n'est pas possible d'autoriser le fonctionnement des installations. EDF est prévenue qu'elle sera seule responsable de l'allongement des délais.

⁶⁵³ Ibid.

⁶⁵⁴ Ibid.

10.3.6. Le dépit des experts

Du côté des experts de sûreté du CEA, l'enthousiasme pour les méthodes probabilistes sur le plan technique est sérieusement contrarié. Dans un second article⁶⁵⁵ de la *Revue Générale Nucléaire* d'octobre-novembre 1976, plus d'un an et demi après le précédent, Pierre Tanguy fait le point sur le rapport Rasmussen après la publication de la version finale. Une nouvelle rubrique apparaît en conclusion de son article concernant les perspectives du rapport : le chef du DSN met l'accent sur le «conflit constructeurs-organismes réglementaires», qui fait obstacle à l'introduction de méthodes probabilistes dans l'évaluation de la sûreté. Chacun utilise un argument technique pour faire valoir son point de vue. Du côté des constructeurs on s'appuie sur de telles études pour mettre fin à des demandes jugées injustifiées en matière de sûreté, et surtout on n'accepterait une réglementation probabiliste qu'en échange de l'abandon d'autres exigences. Du côté de l'organisme réglementaire et de son appui technique, on souhaite aller au-delà des accidents de dimensionnement; d'autre part on estime que l'expérience d'exploitation est encore insuffisante pour abandonner les exigences de sûreté présentes.

Les experts de sûreté, conscients de la difficulté de l'introduction des méthodes probabilistes, pour des raisons techniques mais aussi socio-politiques, avaient pour cela opté pour une introduction progressive en France de critères probabilistes dans la réglementation. Ils prévoyaient trois étapes principales pour cela : une première étape consisterait à utiliser la méthodologie du rapport Rasmussen comme aide aux évaluations de sûreté, avec les règles de sûreté en vigueur ; dans un deuxième temps on introduirait des critères probabilistes de sûreté dans les règles en vigueur ; et dans une troisième étape, on réaliserait un ensemble cohérent de critères à partir d'un critère global d'acceptation des risques.

Alors qu'ils estimaient après 1974 que la sûreté nucléaire ne serait plus jamais la même après le rapport WASH 1400, les spécialistes de la sûreté sont obligés de constater en 1978 que dans la plupart des pays, les méthodes probabilistes ne jouent qu'un rôle très faible, sinon nul, dans le processus d'autorisation. Ils réaffirment leur critique à l'encontre des industriels et de l'administration lors de congrès internationaux consacrés aux méthodes probabilistes. Ils s'estiment confrontés à des freins dans cette démarche, non seulement du côté d'EDF, mais également du côté des pouvoirs publics, des administrations «qui ne savent pas définir clairement quel est le niveau de risques acceptables, pour le public d'une part, pour la société d'autre part. Dans ces conditions, affirment-ils, on préfère s'en remettre au jugement des organismes chargés d'examiner la sûreté et qui doivent répondre par oui ou par non à la question "l'installation proposée est-elle sûre". Toute tentative de définir un seuil d'acceptabilité de risques fait craindre des réactions, éventuellement brutales, du public concerné.»⁶⁵⁶ Les disciples de Bourgeois

⁶⁵⁵ Tanguy Pierre, «La sûreté nucléaire et les méthodes probabilistes», *Revue Générale Nucléaire*, N°5, janvier-février 1976, pp. 392-400.

⁶⁵⁶ F. Cogné, "Utilisation des méthodes probabilistes dans l'évaluation de sûreté des installations nucléaires", présentation orale, NUCLEX (Bâle), 3-7 octobre 1978, Rapport DSN n° 238 (f).

sont forcés de reconnaître la difficulté posée à l'administration pour communiquer avec le public sur ces notions de très faible probabilité. "Nous avons sérieusement sous-estimé un aspect spécifique de la sûreté des réacteurs nucléaires, lorsque les autorités réglementaires et le public sont concernés : c'est le désir permanent de définir une limite supérieure pour les pires conséquences de tout accident "possible". En d'autres termes, nous ne parvenons pas à nous débarrasser du vieux concept de l'accident maximal vraisemblable, pour lequel des dispositions sont prévues afin de contenir la majeure partie des rejets de radioactivité."⁶⁵⁷ Ce sont donc les problèmes politiques (entre industriels, administration, opinion publique) qui viennent entraver l'adoption d'une amélioration technique.

Des difficultés techniques demeurent cependant⁶⁵⁸. La principale d'entre elles provient du manque de connaissances nécessaires aux calculs probabilistes, à la fois dans les études des probabilités et dans les études des conséquences. En effet, l'identification des différentes défaillances susceptibles de conduire à un événement donné peut rarement être exhaustive. En outre, l'affectation des probabilités à chaque branche de l'arbre de défaillance est souvent handicapée par le manque de données suffisamment précises. Et même quand les spécialistes disposent des données relatives aux défaillances des matériels ils sont confrontés aux problèmes de prise en compte d'erreurs éventuelles de réalisation, d'entretien ou de conduite qui peuvent introduire des modes communs, toujours difficiles à traiter dans ces études. Pour ce qui concerne l'évaluation des conséquences, les difficultés proviennent de la multiplicité des formes que peut prendre un accident grave, et l'impossibilité d'envisager de façon réaliste toutes les conséquences possibles.

Difficultés techniques, conflits entre constructeurs et organismes réglementaires, controverses à propos de l'énergie nucléaire dans le public, l'introduction de critères probabilistes mais également le lancement en France de véritables études de risques semblables à celle de Rasmussen devront attendre.⁶⁵⁹

Du point de vue réglementaire pourtant, les experts regardaient du côté de l'aéronautique où ces méthodes étaient depuis longtemps employées à la conception, et où des critères de risques étaient entrés en vigueur dans les processus de certification des Airbus et de Concorde. Un premier texte de 1969 dit ESAU⁶⁶⁰ présentait les principes

⁶⁵⁷ P. Tanguy, F. Cogné, "Utilisation des méthodes probabilistes dans l'évaluation de sûreté des installations nucléaires", NUCLEX (Bâle), 3-7 octobre 1978, Rapport DSN n° 238 (f).

⁶⁵⁸ D'après : Dupuis, M. C., Villeroux, C., Lebouleux, P., Oury, J.M., «Introduction du concept de risque dans la réglementation technique et la normalisation française en matière de sûreté nucléaire», AIEA, Conférence Internationale sur les questions actuelles de sûreté des centrales nucléaires, Stockholm, 20-24 octobre 1980, IAEA-CN-39/22. Dupuis, Villeroux, Villeneuve travaillent à l'IPSN, au CEA de Fontenay-aux-Roses. Oury travaille au SCSIN.

⁶⁵⁹ Les premières études probabilistes de sûreté (EPS) françaises seront publiées en 1990. La première (EPS 900), concernant un réacteur standard du palier 900 MWe, aura été réalisée par le Département d'Analyse de Sûreté de l'IPSN avec la participation de Framatome et financée par le SCSIN. La deuxième (EPS1300) aura été réalisée par EDF sur la tranche 3 (1300 MWe) de Paluel.

⁶⁶⁰ Wanner, J. C., Etude de la Sécurité des Aéronefs en Utilisation (ESAU), octobre 1969.

et règles d'application de la philosophie probabiliste pour la réglementation des performances des avions. A partir de ce texte, une réglementation probabiliste avait été rédigée pour Concorde⁶⁶¹ : présentant de nombreuses nouveautés par rapport à ses prédécesseurs, les autorités de l'aviation avaient ressenti la nécessité de mettre au point une approche plus globale de la sécurité de ce nouvel avion. La réglementation probabiliste, basée sur le texte ESAU vint compléter l'ancienne réglementation d'essence déterministe. Les pannes étaient classées en quatre catégories - mineure, majeure, critique et catastrophique - et pour chaque catégorie étaient définis des objectifs de sécurité. Par exemple, la probabilité de chaque panne catastrophique ne devait pas dépasser 10^{-9} par heure. Pour Concorde un critère supplémentaire avait été ajouté : la somme des probabilités de toutes les pannes catastrophiques ne devait pas être supérieure à 10^{-7} par heure. Des moyens de démonstration de conformité aux objectifs de sécurité avaient été élaborés, parmi lesquels une méthode dite des combinaisons de pannes significatives.

Dans le domaine de la sûreté nucléaire, les méthodes probabilistes trouveront une application principalement dans le domaine de l'analyse de la fiabilité des systèmes à EDF, Framatome. Sur le plan pararéglementaire, les directives des lettres SIN permettront de mettre en place des dispositions qui n'étaient pas prévues dans les références américaines. Les principaux domaines visés seront la perte totale des alimentations électriques, la défaillance de la source froide, la défaillance du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur lors de transitoires fréquents où il est utilisé. Une règle fondamentale de sûreté relative aux projectiles susceptibles d'être émis par les turbines fera également un usage explicite du concept de risque.

Chapitre 11 : Les Etudes de sûreté au cours de la décennie 70

Le principe fondamental adopté en France en matière de sûreté est que l'exploitant est responsable de son installation dont il doit faire la démonstration de la sûreté : le rôle des experts de sûreté du CEA est d'analyser les éléments de cette démonstration, en se basant avant tout sur les résultats des études et des recherches effectuées par le constructeur et l'exploitant.

Afin de disposer d'éléments de jugement indépendants sur les arguments apportés par les exploitants et les constructeurs à propos des dispositions techniques qu'ils ont retenues, le Département de Sûreté Nucléaire du CEA mène un programme de recherches complémentaires. L'essentiel de ces études au cours des années soixante-dix concerne deux types de réacteurs, les réacteurs à neutrons rapides et les réacteurs à eau

⁶⁶¹ D'après : Toulouse, Pierre, «Evaluation de la sécurité de systèmes d'avions récents», in : «Utilisation des méthodes probabilistes dans l'aéronautique et le domaine nucléaire», Compte rendu de la journée organisée le 30 janvier 1979 par la Section Sûreté-Environnement de la Société Française d'Énergie Nucléaire, Revue Générale Nucléaire, 1979, N°4, Juillet-Août, pp. 402-403. M. Toulouse est alors Chef du Service «Sécurité Systèmes», SNIAS, Toulouse.

légère.

11.1. Etudes de sûreté sur les réacteurs à eau légère

A partir de 1974, l'augmentation massive des commandes par EDF de réacteurs à eau pressurisée nécessite la mise sur pied en parallèle⁶⁶² d'un vaste programme de recherches au CEA, et ce d'autant plus que les centrales commandées représentent une grosse extrapolation de puissance (900 puis 1300 MWe) par rapport aux réacteurs de la fin des années soixante, dont les puissances dépassaient rarement les 300 MWe.

En lançant un programme propre d'études de sûreté, les responsables du CEA décident de ne pas s'attaquer à tous les problèmes posés par ce type de réacteur, en s'appuyant sur les études déjà menées ou en cours dans les autres pays, et principalement aux Etats-Unis. Pour des raisons de moyens aussi bien financiers qu'en compétences humaines, ils limitent leur programme aux problèmes qu'ils considèrent comme mal étudiés, ceux couverts par le secret commercial, ou ceux qu'ils estiment suffisamment importants pour nécessiter de disposer d'éléments d'appréciation indépendants.

Dans le cas des réacteurs à eau, l'accent est mis sur la prévention des accidents : de nombreuses études tentent d'évaluer la tenue des matériaux utilisés pour les deux premières barrières (gaine du combustible et acier du circuit primaire), et le comportement des fonctions de protection et de sauvegarde. Mais le programme comporte également des études sur les accidents, et en particulier sur les phénomènes physiques qui interviennent au cours des accidents graves - pour lesquels de nombreuses incertitudes demeurent - et principalement l'accident de perte du fluide de refroidissement, le LOCA.

Le jugement des analystes de sûreté, en plus des résultats de ces recherches, peut bénéficier à partir de 1972 d'études sur la fiabilité des matériels, prémisses de futures études probabilistes.

Les principaux problèmes abordés par les études de sûreté peuvent être regroupés en trois grandes catégories : les accidents de perte de refroidissement (LOCA), les aciers pour cuve, le comportement du combustible.

11.1.1. Les accidents de perte de refroidissement

11.1.1.1. Déroulement d'un LOCA et problèmes de sûreté

Lors de l'adoption des réacteurs à eau le CEA avait choisi de suivre à la lettre les recommandations de sûreté des organismes américains et de vérifier leur correcte application aux réacteurs développés sous licence pour EDF. Or depuis le début du développement des réacteurs à eau dans les années soixante, une liste d'accidents à

⁶⁶² Les dépenses (exprimées en millions de dollars US, monnaie courante) du CEA pour la sûreté des réacteurs marquent un net accroissement entre 1974 et 1975 : 1972,1973,1974,1975,111,514,429,1 chiffres tirés de : Ringot, C., «French Safety Studies of Pressurized-Water Reactors», Nuclear Safety, Vol. 19, N° 4, July-August 1978, p. 412.

prendre en compte pour le dimensionnement de l'installation avait été établie aux Etats-Unis. Parmi ces situations accidentelles, la rupture d'une canalisation principale d'entrée ou de sortie de la cuve conduisant à la perte brutale du réfrigérant primaire était considérée comme un accident de référence (Design Basis Accident), censé être «enveloppe» de toutes les autres situations accidentelles. Cette rupture dite «guillotine» d'une grosse tuyauterie primaire était considéré comme l'accident le plus grave parmi tous les accidents de perte de refroidissement. Pour pallier cet accident, des systèmes d'injection de secours (ECCS) étaient certes prévus, mais leur efficacité restait à démontrer. C'est pourquoi dans l'ensemble de la communauté nucléaire des programmes étaient lancés pour étudier le déroulement de cet accident.

Les différentes étapes du déroulement d'un LOCA posent de nombreuses questions qui sont à l'origine des recherches de sûreté. La rupture⁶⁶³ d'une canalisation entraîne la dépressurisation du circuit primaire qui assure l'évacuation de la puissance thermique. La perte du refroidissement par l'eau sous pression provoque une augmentation de la température des gaines et du combustible du fait de l'énergie résiduelle dégagée par la radioactivité, même si le réacteur a été mis à l'arrêt. L'arrêt du réacteur en cas de perte du refroidissement est fort probable puisque privé de l'eau modératrice des neutrons, la réaction en chaîne ne peut se développer. Mais les gaines et le combustible peuvent fondre et les produits de fission volatils être libérés dans le circuit primaire puis dans l'enceinte de confinement. Dans certains cas, on peut même envisager que la vaporisation de toute l'eau du circuit primaire ou encore des réactions chimiques secondaires (métal-eau, combustible-eau) engendrent des pressions qui entraînent des fissurations de l'enceinte de confinement et donc une fuite des produits de fission volatils vers l'extérieur. Dans l'hypothèse où l'enceinte de confinement résiste comme elle est censée le faire, on peut imaginer que le combustible en fusion perce la cuve, puis le radier du bâtiment avant de s'enfoncer plusieurs dizaines de mètres dans le sol, selon l'accident dit du «syndrome chinois».

Ce scénario catastrophe illustre en quoi le maintien de la fonction de refroidissement est d'une importance capitale. Différents systèmes de refroidissement de secours ont donc été prévus par les concepteurs américains. Une injection par des pompes à haute pression, une injection d'eau par décharge de réservoirs (accumulateurs) sous pression intermédiaire et une injection d'eau par pompage à basse pression sont raccordés sur les tuyauteries d'entrée dans la cuve pour les accumulateurs, sur les tuyauteries d'entrée et de sortie pour l'injection par pompage. Ces systèmes doivent intervenir aux différentes étapes du déroulement de l'accident. La «dépressurisation» du circuit primaire entraîne une chute brutale de la pression, de 155 à 4 bars environ, ce qui conduit à l'ébullition de l'eau, à une augmentation rapide de la température des gaines, qui atteint 800° en quelques secondes et provoque leur rupture. En principe, dès que la pression devient inférieure à celle des accumulateurs (45 bars), ceux-ci injectent immédiatement l'eau qu'ils contiennent, tandis que la température du combustible et de la gaine continue à monter. Suit alors une phase dite de «remplissage» où l'eau des accumulateurs et des pompes remplit le fond de la cuve, puis une phase de «renoyage» où l'eau remonte

⁶⁶³ La description du LOCA s'inspire de : Syndicat CFDT de l'Energie atomique, Le dossier électronucléaire, Editions du Seuil, Paris, 1980, pp. 255-256.

progressivement dans le cœur et la température du combustible se stabilise puis commence à décroître. Ce sont alors les pompes à basse pression qui interviennent pour évacuer la puissance résiduelle.

Comme le montre la description précédente, très sommaire, le déroulement de l'accident met en jeu de nombreux phénomènes très complexes au cours de chacune des phases, dont nombre restent mal connus, et particulièrement du fait de l'écoulement de l'eau que l'on retrouve en double phase liquide et vapeur. Ces problèmes de la thermohydraulique double-phase sont particulièrement épineux, que ce soit le déséquilibre thermique entre les deux phases, la différence de vitesse du liquide et de la vapeur, les coefficients d'échange au moment de l'injection de secours, les débits au niveau de la brèche, le comportement des pompes en double phase, le comportement des gaines... Pour faire face à ces inconnues, les concepteurs ont certes pris des marges (d'autant plus grandes qu'est grande l'incertitude), des hypothèses de calcul pessimistes afin de minimiser le risque, mais la taille des marges réelles reste à vérifier et cela passe par une connaissance plus approfondie des phénomènes en jeu.

11.1.1.2. L'approche analytique

Dans la tradition des premières études menées dans les années soixante, les recherches du CEA adoptent une méthodologie un peu différente de celle développée dans les autres pays. La particularité de l'approche du CEA consiste à s'attacher plus précisément à la compréhension des phénomènes de base - phénomènes physiques, thermiques, hydrauliques, thermodynamiques - démarche qualifiée par les gens du CEA de «plus analytique». L'accent est mis d'abord sur la recherche de modèles aussi physiques que possible permettant de décrire la dépressurisation, le renoyage, l'efficacité de l'injection de secours. Ces modèles sont ensuite qualifiés sur des expériences analytiques de base. Les codes de calcul élaborés à partir de ces modèles sont alors validés à l'aide d'expériences à caractère plus global, pour passer enfin au stade de la vérification sur les expériences intégrales, faites à l'étranger.

Pour ces différents types d'études (expériences analytiques de base, expériences analytiques plus complexes et expériences globales), le CEA a développé des dispositifs expérimentaux, dont nous donnons les principales caractéristiques.

Expériences de sûreté du CEA :

1- expériences analytiques de base :

- boucle ERSEO : mise en service à la mi-73 et installée à Grenoble, elle permet l'étude hors pile des conditions de remouillage - selon le vocabulaire de 1974 - le nettoyage des éléments combustibles après la perte de caloporteur.

- boucle COMUSCA : mise en service fin 74, installée à Grenoble, elle permet l'étude hors pile des échanges thermiques entre éléments combustibles et le mélange eau-vapeur pendant la dépressurisation.

- NOBY DIC : fonctionne de 1969 à 1977 pour l'étude des écoulements critiques.

- CANON : initialement construit en 1975 pour tester l'instrumentation d'Omega, Canon sert par la suite à tester les modèles d'écoulement sous pression.

- REBECA : lancé en 1978 pour étudier les écoulements de fluides contenant de l'air.

- MARIVEN CFT (Critical Flow Test) : réacteur suédois pour des tests à plus grande échelle utilisé à partir de 1978 - il permet l'étude des écoulements de fluide en fonction de brèches variant entre 200 et 100 mm.

2- expériences analytiques complexes :

Omega, Franco-Aquitaine, SUPER BEC, PFF

3- expériences globales :

- boucle PHOENIX : expérience globale dont la construction a été décidée en 1974, initialement pour étudier le LOCA. Installée à Cadarache, implantée dans un réacteur expérimental de type piscine, pour l'étude du déroulement complet de l'accident à partir de différents modes de rupture du circuit primaire et différents types d'injection de secours, elle démarre en 1977, en liaison avec les expériences américaines SEMI-COALIN, LOFT (Loss of Fluid Test), PBF (Power Burst Facility).

Les résultats expérimentaux tirés de ces études doivent permettre d'ajuster plusieurs codes de calculs afin d'élaborer un code unique décrivant tout l'accident, et permettant d'extrapoler au comportement d'un réacteur réel. Les codes de cette première génération sont dits « d'évaluation » : dotés de modèles physiques simplifiés, ils sont complétés par des hypothèses très conservatrices. Avec les progrès de la physique d'une part et de l'informatique de l'autre, cette génération de codes sera suivie à partir de 1979 de codes « réalistes » (Cathare) décrivant les phénomènes physiques rencontrés.

En parallèle, le CEA poursuit l'étude des versions successives des codes américains SATAN de Westinghouse et RELAP. Le développement des codes de calcul permis par l'accroissement des moyens informatiques rend en effet plus nécessaire que par le passé la vérification des données et la validation des résultats fournis par ces codes. Et ce d'autant qu'ils ont été élaborés à l'étranger.

Codes de calcul CEA de première génération :

- DANADRES : décrit le comportement hydraulique du circuit primaire du réacteur pendant la dépressurisation. Il est opérationnel fin 1974.
- CERES : calcule le comportement hydraulique pendant le remplissage et le nettoyage.
- FLIRA : calcule, en fonction des résultats fournis par CERES, l'évolution des températures dans un canal, opérationnel fin 74.
- PASTEL : calcul des déformations de la gaine (à coupler avec FLIRA).

Une anecdote célèbre parmi les techniciens du nucléaire permet d'illustrer l'importance de la validation de ces codes sur lesquels reposent la conception des réacteurs et donc de nombreuses démonstrations de sûreté. Le code Satan de Westinghouse, qui connaîtra de nombreuses versions, avait été élaboré au départ par des techniciens américains. Puis deux ingénieurs Indiens avaient été embauchés. Ceux-ci avaient travaillé sur le code, qu'ils avaient modifié, puis comme une autre société offrait un meilleur salaire, ils avaient quitté Westinghouse. Les successeurs disposaient donc du code, mais plus personne ne savait réellement le détail de sa rédaction, les concepteurs étaient partis et n'avaient pas laissé suffisamment d'indications. L'anecdote est sans doute excessive, car Westinghouse a sans aucun doute consacré les moyens nécessaires pour remédier au problème. Mais du point de vue des experts de sûreté français, il était d'une importance capitale de disposer de moyens autonomes de calcul et de vérification des hypothèses, des modèles et des calculs.

11.1.2. Le circuit primaire et les aciers pour cuve

11.1.2.1. Vraisemblance de la rupture de la cuve

Après le déroulement du LOCA et l'efficacité des systèmes de refroidissement de secours, le second sujet de préoccupation des spécialistes de la sûreté est celui de la rupture de la cuve. En 1974, ce problème reste aux yeux de Jean Bourgeois⁶⁶⁴ l'un de ceux pour lequel subsistent les incertitudes les plus préoccupantes.

On se souvient qu'un des axiomes de la sûreté de ce type de réacteurs est la non-rupture de la cuve, pour laquelle l'installation n'est pas dimensionnée, une telle rupture entraînant probablement la perte simultanée des trois barrières. Selon la conception américaine, si les cuves ne sont pas soumises à des températures supérieures de 60°F à la température de transition fragile (NDT, Nil Ductility Transition temperature), alors elles ne peuvent pas rompre. Des calculs effectués par le comité d'experts de sûreté américains estiment cette probabilité de rupture inférieure à 10⁻⁵ par an à partir de statistiques sur des cuves utilisées dans d'autres domaines que le nucléaire. Les probabilités de rupture laissent donc penser que l'hypothèse de non-rupture est justifiée, mais elle n'est pas théoriquement exclue. Toute la stratégie de

⁶⁶⁴ Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F3 23 49, «Réunions programmes 1972-1980», relevé de décisions prise par l'Administrateur Général à la suite de la réunion du programme «sûreté des réacteurs à eau bouillante» tenue au Siège le 21 mai 1974, intervention de Bourgeois sur la sûreté des réacteurs à eau ordinaire.

défense contre cette éventualité réside dans les mesures prises pour la qualité de la conception et surtout de la construction, leur vérification par l'exploitant et les autorités administratives. Mais ces chiffres de probabilité de rupture de cuve sont contestés par les spécialistes de sûreté britanniques derrière Farmer qui estiment cette probabilité supérieure. Farmer voit dans cette démarche d'exclusion à l'américaine la vieille conception erronée mais courante chez de nombreux ingénieurs, la recherche d'une «sûreté absolue».

Pour certains spécialistes en effet, l'hypothèse de la non rupture de la cuve est complètement arbitraire, car pourquoi considérer la rupture nette et brutale d'une tuyauterie primaire principale et pas la rupture de la cuve, tout aussi improbable, si ce n'est parce que dans le premier cas on sait construire des enceintes qui résistent, et pas dans le second. Ceci revient à dire que dans ces études d'accident, on ne prend en compte que ce que l'on est capable de prendre en compte. Le concept de l'accident maximum plausible resurgit et le problème est posé d'un consensus autour de ce qui est jugé «vraisemblable». Les deux hypothèses se défendent : les tuyauteries sont des zones de concentration de contraintes au niveau des raccordements et elles sont nombreuses donc il y a plus de raisons qu'un problème survienne au niveau des tuyauteries que sur la cuve. A l'inverse, on peut penser que la cuve est plus soumise à l'irradiation par les neutrons et que par conséquent la fragilisation est nettement plus grande, la probabilité de se trouver dans la zone de rupture fragile est plus grande pour la cuve que pour les tuyauteries qui sont situées plus loin.

11.1.2.2. Contenu et résultat des premières études

Ces incertitudes expliquent pourquoi les experts français chargés de l'analyse de la sûreté veulent se donner les moyens de mieux comprendre les mécanismes qui peuvent conduire à la rupture des aciers, et ainsi de vérifier le degré de conservatisme des normes américaines, données dans la section III du code ASME et suivies par les constructeurs français. Cette préoccupation n'est certes pas nouvelle pour le Commissariat puisque des études concernant d'une part l'appréciation des dimensions critiques des fissures qui conduiraient à une rupture brusque et, d'autre part, les moyens de détection en-dessous de ces dimensions critiques avaient déjà été entreprises depuis 1968 dans le cadre d'une collaboration internationale sous l'égide du Comité des techniques de sûreté des réacteurs (CREST).⁶⁶⁵

Les résultats des premières études menées à Saclay concernant les conséquences d'une rupture accidentelle de cuve invitent à poursuivre les investigations puisqu'on constate que «les premiers essais permettent de mettre en évidence une différence de comportement entre les cuves à eau sous pression et les cuves à eau bouillante et montrent qu'une fuite, même limitée, peut donner lieu à des effets mécaniques considérables sur les structures en béton armé.»⁶⁶⁶ Les incertitudes demeurant et

⁶⁶⁵ Le Comité sur la technologie de sûreté des réacteurs est l'un des comités techniques de l'Agence pour l'Energie Nucléaire (AEN) de l'OCDE. Fondé en 1965, il regroupe 21 experts de sûreté nommés par les pays membres de l'OCDE et d'Euratom.

⁶⁶⁶ CEA, Rapport annuel, 1971, p. 67.

l'intensité du programme dans la filière des réacteurs à eau augmentant, le CEA lance de nouvelles études, expérimentales et théoriques, en association avec divers laboratoires ou firmes.⁶⁶⁷

Au point de vue expérimental, différentes études visent à déterminer les caractéristiques des aciers du point de vue de la fragilisation sous irradiation, comme par exemple l'influence de la teneur en cuivre, vanadium, phosphore, carbone.... D'autres études s'intéressent à la résistance à la rupture brutale des aciers pour cuves en procédant à des tests sur éprouvettes; on cherche à mesurer l'influence des défauts en fonction de leur densité, leurs dimensions, leur position... Un autre sujet de recherche concerne les caractéristiques de fatigue de ces aciers pour lesquelles sont élaborées des courbes de fatigue, de caractéristiques de fissuration en fatigue. D'autres études s'attachent au comportement des aciers du circuit primaire face à la corrosion (corrosion intercrystalline, fatigue-corrosion), ou des soudures de raccordement.

11.1.2.3. La mécanique de la rupture

Ces tests s'accompagnent de la mise au point de codes de calculs s'appuyant sur les théories de la mécanique de la rupture, jusque-là utilisée pour les estimations de sûreté des enceintes sous pression. Les méthodes en vigueur pour estimer la résistance des cuves à la rupture brutale subissent une forte évolution à partir de 1970 avec l'utilisation des méthodes de la mécanique linéaire de la rupture, qui offre des possibilités d'estimation quantitative.

Les ingénieurs de Framatome⁶⁶⁸ justifient l'utilisation de la mécanique linéaire de la rupture pour l'analyse des cuves en s'appuyant sur les fondements de la théorie linéaire, qu'ils adaptent en introduisant des corrections pour tenir compte des phénomènes de déformation plastique. Le code ASME propose d'ailleurs des méthodes pour l'analyse initiale des cuves et pour l'analyse des fissures détectées en service. Le règlement de sécurité 10 CFR 50 rend obligatoire une analyse des cuves par la mécanique de la rupture avalisant la section du code ASME qui s'y rapporte. Les analyses des cuves se basent sur la notion de fissure de référence. La géométrie des fissures est fixée en se rapportant aux observations faites antérieurement sur des cuves chaudronnées. Les dimensions de ces défauts sont fixées de façon à être supérieures aux limites de

⁶⁶⁷ On peut citer pour exemple un contrat de coopération entre le DSN du CEA qui en assure la coordination, Euratom Ispra et Framatome, qui est lancé en avril 1976 pour une «étude probabiliste de la rupture de la cuve des chaudières nucléaires à eau sous pression» (rapport DSN n°94, puis les rapports d'avancement DSN numéros 116, 145, 177, 216, 281, 358). Les travaux sont répartis entre les trois organismes tandis que certains points particuliers font l'objet de contrats avec des laboratoires ou des universités. Le programme semble s'achever en 1982, le responsable CEA du projet, J. Dufresne, présente les résultats lors de congrès internationaux spécialisés (4th International Conference on Pressure Vessel Technology, Londres, 19-23 mai 1980; 5eme Conférence Internationale sur la rupture, Cannes, 5-10 avril 1981; Congrès ASME - Pressure vessel and piping, Orlando, 1982 06-02-07.02).

⁶⁶⁸ A. Pellissier-Tanon, J. Vagner, J.C. Devaux, «Application de la mécanique de la rupture aux cuves des réacteurs à eau sous pression», Communication à la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, 21-25 Avril 1975, Paris, ANS-SEEN, 1976.

détection des contrôles non destructifs. Selon la mécanique de la rupture, le processus de rupture brutale comporte deux phases, une phase d'initiation de la propagation de la fissure, suivie d'une phase de croissance. Diverses hypothèses permettent de sélectionner un critère de rupture brutale, basé en particulier sur un niveau d'intensité de contrainte spécifique du matériau, sa ténacité qu'il est possible de mesurer par des essais.

Pour les analystes du CEA, l'un des objectifs est d'évaluer l'imprécision des calculs qui résulte de l'utilisation des formulations simplifiées de cette mécanique. A l'échelle internationale, différentes méthodes d'analyse des fissures et de leur développement, différents critères de rupture brutale sont utilisés selon les auteurs, et il faut prouver que les simplifications faites conservent bien aux calculs des facteurs de sécurité élevés.

11.1.2.4. Les contrôles non destructifs

Les préoccupations concernant le contrôle de l'intégrité du circuit induisent l'amélioration ou le développement de méthodes et d'appareils pour inspecter les aciers, aussi bien au moment de la fabrication qu'après la mise en service. Ces méthodes de contrôle non destructif, comme les appareillages, doivent tenir compte des besoins spécifiques de l'énergie nucléaire liée par exemple à l'épaisseur des cuves, la difficulté d'accès de certaines zones, en particulier du fait de la radioactivité.

Les efforts dans cette direction sont d'autant plus importants qu'en ce début 1974, souligne le Chef des études techniques de sûreté du DSN du CEA, «il n'existe que très peu de matériel et de méthodes de contrôle non destructif ayant vraiment fait la preuve, dans des conditions réelles d'exploitation, de la valeur des renseignements fournis. De plus, il s'agit de matériel étranger dont toutes les caractéristiques ne sont pas toujours connues en raison du secret industriel.»⁶⁶⁹ Il est donc capital pour les études de sûreté de disposer de méthodes permettant par exemple de préciser et les dimensions des plus petits défauts décelables et la fiabilité des résultats. Et ce d'autant plus qu'il ne sert à rien d'édicter une norme si l'on ne dispose pas des moyens de vérifier qu'elle est respectée. Les principaux développements ont d'abord lieu dans le domaine du contrôle par émission acoustique et par ultrasons.

La première de ces deux techniques, développée depuis 1969 au CEA, est basée sur la réponse acoustique causée par un défaut lors de la propagation d'une onde sonore : en plaçant des capteurs sur une structure on peut ainsi localiser la naissance ou le développement des défauts. La technique du contrôle au moyen de sondes focalisées à ultrasons, appuyée sur le développement de nouveaux «traducteurs» permet dès 1974 la détection de défauts «d'une précision inconnue jusqu'alors»⁶⁷⁰. Cette méthode, appliquée pour la première visite réglementaire après l'épreuve hydraulique de Fessenheim, est devenue d'usage courant en 1980, où elle est appliquée lors des inspections périodiques sur site.

⁶⁶⁹ Lelièvre, J., «L'analyse de sûreté et les études correspondantes», Annales des Mines, Janvier 1974, pp. 55-60, p. 60. Jean Lelièvre est Ingénieur des Arts et Manufactures.

⁶⁷⁰ Ibid., p. 60.

A partir du milieu de la décennie soixante dix, des contrôles non destructifs par courant de Foucault multifréquences sont développés pour l'inspection des faisceaux de tubes des générateurs de vapeur.

11.1.3. Le comportement du combustible

Conformément à la doctrine CEA des barrières, un accent particulier est mis sur l'étude du comportement du combustible et de sa gaine (première barrière), aussi bien en régime normal qu'accidentel. Pour Jean Bourgeois, la sûreté démarre avec le respect de l'intégrité de la première barrière, c'est pourquoi il définit le concept de «réacteur propre». Il faut veiller à ce que le réacteur fonctionne sans fuite de combustible. Peut-être est-ce là un enseignement tiré des réacteurs à graphite, où toute rupture de gaine pouvait avoir des conséquences dramatiques ce qui justifiait la présence d'un appareil de déchargement des combustibles en marche. En tout cas, ce soin porté à la première barrière se distingue de l'attitude de certains exploitants qui ont pu considérer les éléments combustibles comme des «consommables».⁶⁷¹

Le but des études de sûreté est donc de comprendre les phénomènes qui peuvent rendre la gaine vulnérable, qu'elle soit attaquée de l'intérieur par le combustible, ou de l'extérieur par le fluide réfrigérant, et ce tout au long de la vie des assemblages combustibles. Mais ce principe étant posé, sa réalisation pratique est beaucoup moins aisée puisque cette seconde barrière n'est pas constituée d'une seule gaine, mais des gaines des 64500 crayons combustibles pour un réacteur à eau sous pression de 1000 MWe, chacune fonctionnant dans des conditions différentes. Le but de la sûreté concernant l'intégrité de la première barrière est donc de vérifier qu'aucune rupture à caractère systématique ne se produise et qu'une rupture localisée n'entraîne pas une évolution catastrophique.⁶⁷²

A l'appui de cette attention portée sur le comportement du combustible, les ingénieurs du CEA peuvent citer les problèmes survenus aux Etats-Unis où certaines centrales se sont vu imposer une réduction de la puissance par unité de longueur de combustible pour des motifs de sûreté.

⁶⁷¹ Bourgeois, J., Tanguy, P., Cogné, F., Petit, J., La sûreté nucléaire en France et dans le monde, Polytechnica, Paris, 1996, p. 158.

⁶⁷² Ringot C., «Etudes techniques de sûreté», Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques - CEA , N°209, décembre 1975, pp. 5-14.

Expériences CEA sur le comportement du combustible.

- BOUFFON : démarré en 1966, le but de ce programme est de déterminer les lois gouvernant le rejet et le dépôt des produits de fission.

- EDGAR : ce dispositif hors pile permet de faire varier la température et la pression selon des lois prédéterminées pour l'étude du comportement des gaines lors d'un accident de perte de refroidissement. C'est une expérience analytique de base qui sera menée entre 1970 et 1973.

- STRIP : le CEA collabore à ce programme suédois visant à déterminer la réponse du combustible à des fluctuations de puissance comme source de rupture des gaines.

- SAFFRAN : modèle réduit de réacteur à trois boucles à l'échelle 1/3 être mené en collaboration avec l'Allemagne, pour tester les réponses du contenu du cœur des réacteurs CPl d'EDF.

En matière de comportement du combustible, les analystes de sûreté sont confrontés à un problème immédiat puisqu'ils doivent porter un jugement sur le combustible adopté dès Fessenheim par EDF et disposé dans un réseau de 17x17 emplacements⁶⁷³, différant en cela de celui utilisé dans les réacteurs Westinghouse (15x15), et dont l'absence de qualification est jugée préoccupante. Ce changement de disposition oblige notamment à envisager son influence sur la pression d'accident sur l'enceinte de confinement.

11.1.4. Une parenthèse : les études de sûreté pour les BWR

Les décisions gouvernementales de 1974 en faveur de la diversification des techniques nucléaires obligent le CEA à envisager la mise sur pied d'un programme de recherche sur la sûreté des réacteurs à eau bouillante.⁶⁷⁴ Ce programme est d'autant plus urgent qu'EDF a passé des commandes, notamment pour l'équipement en BWR de la centrale de Saint-Laurent 3. Le CEA se retrouve dans la même situation qu'en 1970 lorsqu'EDF a engagé Fessenheim : n'ayant pas eu les moyens d'un jugement indépendant, il lui avait fallu reconduire les prescriptions de l'USAEC. Cette situation est en plus aggravée par le fait qu'à la différence de Fessenheim, la centrale de référence américaine de Saint-Laurent 3 ne doit pas précéder mais suivre l'installation française.

Pour le plus grand soulagement des équipes DSN du CEA déjà surchargées par les analyses à mener sur les réacteurs PWR, les négociations engagées entre EDF et la CGE sur les tarifs n'aboutissent pas, et le 6 août 1975, le gouvernement décide d'abandonner la filière à eau bouillante.

11.1.5. Autres études concernant les réacteurs à eau légère

Si jusque-là la sûreté s'était essentiellement attachée aux accidents provoqués par le

⁶⁷³ Le cœur d'un réacteur de 900 MWe est composé d'environ 150 assemblages combustibles, chacun constitué de 264 crayons combustibles disposés en un réseau carré de 17x17 positions. Chaque crayon (1 cm de diamètre environ, 4m de hauteur) est composé d'une gaine en zircaloy à l'intérieur de laquelle sont empilées des pastilles cylindriques d'oxyde d'uranium (272 pastilles par crayon).

⁶⁷⁴ Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F3.23.49, «Réunions programmes 1972-1980». Relevé de décision prise par l'Administrateur Général à la suite de la réunion programme «sûreté des réacteurs à eau bouillante» tenue au Siège le 21 mai 1974.

fonctionnement-même des installations, de nouvelles préoccupations se font jour vers le milieu de la décennie soixante-dix concernant les «agressions externes» dont peuvent être victimes les réacteurs et qui peuvent conduire à des accidents. Nous en parlerons plus loin en liaison avec la question de la sélection des sites pour les centrales nucléaires, mais cette question ravive les études concernant l'enceinte de confinement : des études des modes de ruine du béton soumis à un choc local qui serait consécutif à la chute d'un avion sont entreprises. Des essais à grande échelle sont effectués qui simulent des impacts par des tirs sur des cibles en béton, à l'aide de missiles dont la charge, la vitesse et la forme sont variables. Pour les sites situés à proximité de complexes industriels, des études sont lancées pour mieux comprendre les dommages susceptibles d'être provoqués par des explosions chimiques de mélanges gazeux : les phénomènes de détonation ou de déflagration, le comportement des ondes de pression engendrées suscitent des études particulières, menées par le CEA en liaison avec d'autres organismes.

Il faut aussi mentionner les travaux qui se poursuivent concernant les transferts des produits radioactifs depuis les installations vers l'environnement, qui suscitent là aussi des études complexes, mais nous en reparlerons à propos de l'étude des sites.

11.2. Etudes de sûreté des réacteurs à neutrons rapides

Au début des années 1970, les responsables du CEA partagent l'espoir qu'à partir des années 1980, les réacteurs à neutrons rapides prennent une part de plus en plus importante dans les programmes d'équipement nucléaire. Cela explique pourquoi, avec les études de sûreté sur les réacteurs à eau pressurisée, celles consacrées aux réacteurs à neutrons rapides mobilisent de gros efforts de la part des spécialistes français de sûreté, à la fois du fait de la nouveauté du domaine et parce que cette filière est plus spécifiquement développée en France.

11.2.1. L'enjeu des études sur les RNR

Au CEA, on ne souhaite pas vivre à nouveau le traumatisme subi lors de l'adoption du PWR et des règles de sûreté américaines, alors qu'une méthodologie française, la méthode dite des barrières, jugée plus réaliste, plus positive, avait été développée au cours de la décennie soixante. L'obligation de suivre les différentes réglementations américaines et surtout leur évolution qui va conduire à un durcissement croissant des normes pouvait être vécu comme un mal nécessaire, en tout cas comme une perte de souveraineté. C'est pourquoi dans le cadre du développement des réacteurs à neutrons rapides, il s'agit pour le CEA d'élaborer une stratégie à l'égard des concurrents, en matière de sûreté.

Ceci est exprimé on ne peut plus clairement par Jean Bourgeois lors d'une réunion-programme du CEA en octobre 1972 :

«La réussite commerciale de la filière rapide est un objectif prioritaire du CEA. La sûreté est un point clef des actions à penser pour cette réussite à double titre : - elle peut jouer un rôle direct sur les décisions techniques de base, - elle peut

étayer fortement des options que nous désirons retenir et imposer à l'étranger pour des motifs commerciaux ou d'opportunité technique. Notre doctrine de sûreté doit donc être à la fois : - cohérente avec celle des autres filières, c'est-à-dire en particulier se caractériser par son aspect positif et se distinguer ainsi sans gros risque de conflit de la doctrine américaine; - acceptable par les autorités ministérielles responsables des autorisations; - recevable et exportable à l'étranger.»⁶⁷⁵

Vis-à-vis des autorités réglementaires mais aussi du public, la méthode des barrières présente un certain nombre d'avantages, qui doivent lui permettre d'être aisément acceptée sur la scène internationale : elle ne se contente pas de vérifier qu'un certain nombre de règles ont bien été appliquées mais souligne les moyens mis en œuvre par les concepteurs pour parer à la défaillance des barrières successives, ce qui est plus convaincant et démonstratif. Dans le premier cas en effet, le public ou l'autorité réglementaire est placée en position d'inspecteur, qui peut toujours mettre en doute le fait que le nombre et la sévérité des réglementations sont suffisants (et la tendance logique est alors l'exigence de leur renforcement), alors que dans le second cas, on est placé dans l'optique technique de celui qui conçoit, dont on est amené à partager la démarche et les efforts, dans un processus plus rationnel et intuitif, puisqu'on s'intéresse d'abord à la tenue de la première barrière, puis de la seconde, puis de la troisième... Par ailleurs, cette approche n'est pas contradictoire avec la méthode américaine qui à la fin analyse la réponse du réacteur à un certain nombre d'accidents. Dans la méthode du CEA en effet, chaque barrière est analysée dans les différentes situations de fonctionnement, en fonctionnement normal, incidentel ou accidentel.

Mais si la démarche présente des garanties de rigueur intellectuelle et de facilité de communication entre les différentes parties, encore faut-il qu'elle soit portée par des gens crédibles. Or le retard français en matière de règles de sûreté, que ce soit du côté de l'administration ou des industriels, place la France «en situation défavorable vis-à-vis de l'étranger»⁶⁷⁶. Du côté de l'administration, Bourgeois déplore en 1972 l'absence ou l'insuffisance de la réglementation technique en général, que ce soit pour l'utilisation des codes de calcul, les procédures des contrôles de qualité, la systématisation des épreuves avant mise en service, ou l'absence de normes et critères officiels. Mais ce problème trouvera quelques mois plus tard un début de solution avec l'établissement du Service Central courant 1973, dont la principale tâche sera précisément de rédiger cette réglementation. Par ailleurs, faute du peu de soutien des industriels qui se préoccupent peu de systématiser les études de fiabilité, la France est en retard dans l'utilisation d'évaluations probabilistes. Or les études probabilistes sont le seul outil qui pourrait permettre de relativement quantifier ce domaine de la sûreté qui s'avère parfois fort subjectif. Cette quantification de la sûreté serait d'autant plus intéressante à promouvoir que, note Bourgeois, «on constate partout au monde une certaine inhomogénéité entre

⁶⁷⁵ J. Bourgeois : «*Doctrine de sûreté pour les réacteurs rapides; problèmes posés par la collaboration avec l'étranger*», 24 octobre 1972, DSN/BEVS/72-358. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F3.23.49, «Réunions programmes 1972-1980».

⁶⁷⁶ Ibid.

les critères de sûreté précis pour les réacteurs à eau, et les tendances assez mal définies mais plus sévères pour les réacteurs rapides : prise en compte pour ces derniers, et non dans le cas de l'eau légère, d'accidents tels que rupture de cuve (pourtant non en pression) et de perte de pompage primaire à pleine puissance sans chute des barres de sécurité.»⁶⁷⁷

Parmi les causes de cette situation, Bourgeois mentionne les incertitudes techniques propres à cette filière (voir plus loin), sa jeunesse sur le plan technologique mais aussi le fait que les USA «ne sont manifestement pas pressés de la faire déboucher commercialement.» C'est pourquoi, afin de ne pas se trouver à court terme mis devant des faits accomplis venant surtout des USA, les Français ont décidé de prendre l'initiative. Le DSN, avec le concours des deux autres départements du CEA partie prenante dans le développement de cette filière, le Département d'Etudes et de Développement des Réacteurs (DEDR de Georges Vendryes) et le Département de Construction des Réacteurs (DCR de Rémy Carle), et en accord avec EDF, a commencé de rédiger des recommandations détaillées pour les critères de sûreté à retenir pour les grandes centrales du type 1200 MWe. Ce document qui doit être discuté avec le ministère de tutelle se veut un premier pas vers l'établissement d'une réglementation technique plus rigoureuse qui permette à la France de proposer concrètement une ligne de conduite «plutôt que de nous faire imposer des critères par les USA comme cela a été le cas pour l'eau légère.»⁶⁷⁸

Cette question est d'autant plus importante que les organisations internationales cherchent toutes à diriger les opérations d'harmonisation de la réglementation ou des critères de sûreté. Selon Bourgeois, «c'est une opération très louable en principe mais qui, si elle est prématurée, risque de se traduire par des surenchères sur le plan de la sévérité - parfois gratuite - des dispositions imposées. Dans ces conditions, la participation du Service Central et du CEA à ses réunions reste très prudente.»⁶⁷⁹ Le CEA estime cependant que l'objectif n'est pas de développer un système autonome, mais de coopérer avec l'étranger, sous la forme d'accords bilatéraux.

11.2.2. La spécificité technique et les incertitudes des RNR

Les réacteurs à neutrons rapides surgénérateurs présentent un certain nombre de particularités techniques. La description qui suit insiste sur leurs aspects défavorables, car ils suscitent des recherches et études, sans évoquer les facteurs plus avantageux pour la sûreté.

Dans les réacteurs à neutrons rapides, il n'est pas nécessaire de ralentir les neutrons pour obtenir la réaction en chaîne et le combustible peut être constitué d'uranium naturel et de plutonium. Le nom de surgénérateur (après abandon du terme surrégénérateur)

⁶⁷⁷ Ibid.

⁶⁷⁸ Ibid.

⁶⁷⁹ A. Gauvenet, «Note pour le comité : Evolution de la mission Protection et Sûreté Nucléaires en 1973-1974» du 6.6.74. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F5.09.47.

vient du fait que ces réacteurs produisent plus de combustible qu'ils n'en consomment par transformation de l'uranium 238 (fertile) en plutonium 239 (fissile). Si le coefficient de température du combustible est négatif comme pour les réacteurs à eau, ce qui confère une stabilité intrinsèque en cas d'augmentation de température, le coefficient de vide du sodium réfrigérant est lui positif dans certaines régions du cœur. Cela signifie que tout accident conduisant à une vaporisation du sodium entraîne une augmentation de réactivité et donc de la puissance, pouvant conduire à l'emballement du réacteur. Etant données les grandes densités de puissance de ce type de réacteur, on peut craindre qu'un sous-refroidissement important d'un assemblage combustible ne conduise à sa fusion, et que de proche en proche le phénomène se propage à des assemblages voisins.

Autre aspect défavorable pour la sûreté, le cœur n'est pas dans sa configuration la plus réactive. Cela signifie que si, pour une raison accidentelle quelconque, le combustible se rassemblait en une certaine région du cœur, il pourrait former une masse critique conduisant à une excursion nucléaire libérant une grande quantité d'énergie sous forme explosive. En 1956, les physiciens anglais Bethe et Tait avaient publié un calcul du saut de puissance pour un réacteur à neutrons rapides dont le cœur serait totalement fondu en son centre : ils avaient alors supposé que la moitié supérieure tombe par gravité sur la partie inférieure provoquant la compaction du cœur et une nouvelle montée en puissance très rapide. Dans cette hypothèse, Bethe et Tait mettaient l'accent sur la nature explosive des événements due à l'énergie émise. Des essais en simulation à l'aide de TNT avaient été menés depuis 1960. Les premières études faites sur la base de ces hypothèses très pessimistes furent modifiées pour se rapprocher de conditions plus réalistes par l'introduction de l'effet Doppler⁶⁸⁰ qui réduit considérablement le taux d'accroissement de puissance. Mais les études se poursuivent au début des années soixante-dix pour améliorer le modèle de l'accident.

L'évacuation de la chaleur produite dans le cœur est effectuée par du sodium liquide, choisi pour ses qualités thermiques particulièrement favorables : sa grande capacité calorifique lui confère une grande inertie thermique, sa température d'ébullition est élevée, qui plus est très supérieure à sa température d'utilisation, ce qui permet entre autres de se passer de pressurisation. Mais le sodium présente deux caractéristiques chimiques défavorables à la sûreté : le sodium réagit violemment avec l'eau (réaction possible en cas de fuite au niveau des générateurs de vapeur) et il brûle spontanément au contact de l'oxygène de l'air. Propriété non spécifique au sodium, un métal fondu à très haute température peut toujours réagir violemment au contact d'un liquide beaucoup plus froid, pouvant provoquer la vaporisation du liquide et un dégagement important d'énergie.

Face à ces particularités défavorables, un certain nombre de mesures ont été prises à la conception des surgénérateurs : le circuit primaire a été intégré à la cuve et maintenu dans une atmosphère inerte d'argon; un circuit de sodium secondaire a été rajouté pour

⁶⁸⁰ En neutronique, l'effet Doppler est l'élargissement des sections efficaces résonantes de capture des neutrons par certains noyaux lorsque la température augmente, qui a pour effet de faire chuter la puissance neutronique. Davantage de neutrons sont capturés et moins nombreux sont ceux qui sont disponibles pour de nouvelles fissions. L'effet Doppler est le plus rapide et le plus sensible des effets de variation de la réactivité d'un réacteur. C'est un facteur auto-stabilisateur de la réaction en chaîne, d'autant plus puissant que la variation de température est importante.

éviter un éventuel contact entre le sodium primaire radioactif et l'eau des générateurs de vapeur; des systèmes de détection de fuite ont été prévus. Mais des incertitudes demeurent sur ces différents points.

Des études sont donc nécessaires, d'autant plus que le programme là aussi se développe, avec le démarrage de Rapsodie (1967), la construction de Phénix (1968) puis son démarrage (1973) et les premières études du premier Superphénix dès 1971. Le besoin de résultats expérimentaux indépendants se fait sentir pour procéder à l'analyse de sûreté de Phénix, puis pour la définition des critères de sûreté pour le dimensionnement de Superphénix.

11.2.3. L'examen de sûreté de Phénix

Prenant la suite du réacteur Rapsodie les études d'avant-projet de Phénix ont été lancées au CEA à partir de 1961 et sa construction a débuté en 1968 à Marcoule. Les caractéristiques retenues pour Phénix sont une puissance de 250 MWe, des éléments combustibles constitués par des assemblages d'aiguilles d'oxyde mixte de plutonium et d'uranium et un refroidissement par sodium liquide. L'ensemble du circuit primaire - cœur, couvertures et protections, pompes principales et échangeurs - est intégré dans une même cuve en acier de près de 12 mètres de diamètre et contenant 850 tonnes de sodium sous atmosphère d'argon.

Le décret d'autorisation de Phénix devant être soumis à la Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base (CIINB) conformément au décret de décembre 1963, le Ministre chargé des questions atomiques avait confié à la Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) du CEA le soin d'examiner le projet. Jusqu'en 1973 en effet, c'était la CSIA du CEA, sous la présidence de Francis Perrin jusqu'en 1970, qui était chargée d'examiner la sûreté de toutes les installations nucléaires en France. Afin de fixer sans retard les caractéristiques du projet Phénix, une première réunion de la CSIA a eu lieu le 28 juillet 1968 pour statuer sur le principe du confinement du réacteur.

11.2.3.1. La séance de la CSIA du 28 juillet 1968

Les membres de la commission présents à la séance sont le Haut-Commissaire Francis Perrin et messieurs Finkelstein et Horowitz. Les présidents des cinq sous-commissions sont présents : Bourgeois (assisté de Vathaire), Lecorché, Régnaut, Duhamel, Sousselier. Une vingtaine d'experts ou de membres de l'équipe Phénix participent également à la réunion.

En introduction à la séance⁶⁸¹ de la commission Bourgeois rappelle qu'au point de vue danger potentiel, le réacteur contient 960 kg de plutonium environ et le circuit primaire 948 tonnes de sodium. Il note d'autre part un «point assez inquiétant», la présence d'eau à proximité du réacteur due au circuit de refroidissement du béton et du circuit de refroidissement des moteurs des pompes primaires.

Conformément à la doctrine de sûreté il passe ensuite à l'examen des différentes

⁶⁸¹ Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F5 26 55, compte rendu de la réunion de la CSIA du 11 juillet 1968.

barrières. La première barrière est constituée par des gaines «qui vont se fragiliser au fur et à mesure du vieillissement du réacteur», et pour lesquelles «il ne semble pas qu'on soit arrivé encore à des conclusions bien nettes sur la tenue à l'irradiation», d'autant plus que la détection de ruptures de gaines est encore à l'étude pour Phénix. La deuxième barrière est constituée par l'enceinte primaire composée de deux parties. Enfin, il y a le bâtiment même du réacteur, qui dans le projet envisagé est un bâtiment à faible taux de fuites et qui résisterait à une surpression de 40g/cm² environ. L'extraction est prévue sur filtres, mais leur efficacité en cas de feu de sodium «n'est pas à l'heure actuelle tellement certaine.» En raison de toutes ces incertitudes Bourgeois estime qu'il faut porter une attention particulière à l'enceinte primaire. Cette mise en perspective effectuée, les projeteurs peuvent alors plaider.

Initiateur des recherches en matière de réacteurs à neutrons rapides au CEA, M. Vendryes, alors Chef du Département de Recherche Physique, résume pour la commission l'esprit dans lequel ont été abordés les problèmes de sûreté de Phénix. En tout premier lieu les projeteurs ont procédé à l'analyse des causes d'accidents vraisemblables⁶⁸² et ont vérifié que les parades existent pour éviter que l'installation ne soit endommagée et pour permettre qu'elle puisse être remise en état, à la suite d'un accident. Les deux préoccupations essentielles concernant ce type d'accident ont été d'assurer la permanence du refroidissement et d'assurer la chute des barres de sécurité chaque fois que nécessaire.

Dans un deuxième temps, des études ont été faites sur des situations que Vendryes qualifie «d'in vraisemblables» : «Ces situations invraisemblables supposent en effet que se conjuguent simultanément un certain nombre de conditions défavorables et surtout elles supposent une chaîne d'événements dont la possibilité du déroulement physique est très hypothétique dans l'état actuel des connaissances. On ne peut démontrer que ces accidents sont absolument impossibles, car nos connaissances dans ce domaine présentent encore des lacunes, et il est difficile de faire des essais ou de réaliser des expériences dans des conditions représentatives; mais on peut considérer honnêtement que ces accidents ne sont pas réalistes, en particulier les accidents à caractère explosif. C'est pourquoi on s'est refusé à présenter un accident maximum qui serait l'enveloppe de tous les autres.»⁶⁸³

Mais Vendryes précise que les concepteurs ne se sont pas bornés à assurer la protection du voisinage contre les seuls accidents vraisemblables : ils ont pris une marge de protection supplémentaire «considérable», au niveau de l'enceinte primaire.

Après Vendryes, Rozenholc rentre dans le détail et présente les différentes mesures prises dans l'avant-projet que ce soit pour faire face aux fuites d'argon, aux fuites de sodium, aux accidents de réactivité ou à l'arrêt général du refroidissement. Passant

⁶⁸² M. Vendryes les définit comme «ceux dont on estime qu'ils présentent une probabilité non négligeable de se produire au cours de la vie du réacteur, même si les cas où ils peuvent se manifester sont assez rares et exceptionnels. L'appréciation de ce caractère vraisemblable est bien évidemment assez subjective; mais elle résulte du consensus d'un certain nombre de gens sérieux, qui ont eu à formuler leur opinion et à prendre position tout au long des études.»

⁶⁸³ Georges Vendryes, PV de la réunion de la CSIA du 11 juillet 1968.

ensuite à l'analyse des accidents «invraisemblables» d'origine interne tel que l'arrêt du débit primaire sans chute de barres ou le bouchage total et rapide et la fusion d'un assemblage, il montre combien ils sont peu probables, mais signale qu'un degré de précaution supplémentaire a été pris malgré tout à la conception. En ce qui concerne les explosions éventuelles, pour lesquelles «aucune étude menée jusque-là n'a permis de découvrir par quel mécanisme elle pourraient être initiées», des calculs ont été menés, de façon pessimiste, en choisissant des conditions initiales telles que rampe de réactivité, température initiale, présence ou non de sodium. Ces calculs aboutissent à une énergie totale produite de 5000 MJ, équivalents à une énergie mécanique de 500 MJ, correspondant grosso modo à 100 kg de TNT. M. Storrer reconnaît que les dégâts d'une telle explosion sont très difficiles à évaluer, et que la probabilité pour que le bâtiment résiste est très faible (10⁻¹ à 10⁻²). C'est pourquoi les responsables du projet estiment que même si on arrivait à trouver un mécanisme vraisemblable conduisant à une explosion, il serait beaucoup plus utile d'améliorer les méthodes pour en empêcher la naissance plutôt que de renforcer le bâtiment. A l'appui de sa démonstration, Storrer se réfère au Colloque d'Aix en Provence de 1968 consacré à la sûreté des réacteurs à neutrons rapides où aucun parmi les mécanismes d'accidents présentés ne conduisait à des phénomènes explosifs.

La conclusion de la séance est fort intéressante puisque Bourgeois exprime un certain nombre d'interrogations qui justifient une attitude prudente : «On se trouve dans un cas assez inhabituel. En effet, pour les réacteurs thermiques classiques, on avait l'impression de pouvoir maîtriser, au moins par le calcul, tous les phénomènes neutroniques. Par contre, pour les réacteurs rapides, on est beaucoup moins bien armé et si quelque chose d'anormal se passe dans le cœur on est assez incapable d'en prévoir les développements. D'autre part, il faut noter que le bâtiment proposé pour le réacteur résistera à une pression de 40 millibars, ce qui correspond à la combustion de 150 Kg de sodium, qui représentent seulement le 1/10 000 du circuit primaire. Dans ces conditions, il est absolument nécessaire d'assurer l'intégrité de l'enceinte primaire.»⁶⁸⁴

Pour Bourgeois, étant donné les incertitudes d'appréciation du développement des accidents - même invraisemblables - il faut imposer au Chef de projet de réserver la possibilité de mettre au-dessus du cœur une enceinte métallique de dimensions réduites, mais de résistance et d'étanchéité suffisante. Cette exigence entraîne alors un débat sur l'utilité de cette cloche.

En conclusion, le Haut-Commissaire Francis Perrin qui préside la séance, se range à l'avis de Bourgeois. En outre, il juge que la séance montre que de nombreuses études sont encore nécessaires avant que la Commission puisse approuver l'ensemble du projet Phénix. Pour ce qui concerne le choix du bâtiment réacteur, il estime que demander un bâtiment plus résistant que celui proposé n'aurait pas grand sens, car on ne saurait guère à quelle limite s'arrêter. La Commission adopte donc les recommandations de la Sous-Commission de Sûreté des Piles⁶⁸⁵, fixant la résistance de l'enceinte primaire aux

⁶⁸⁴ Jean Bourgeois, PV de la réunion de la CSIA du 11 juillet 1968.

⁶⁸⁵ Jean Bourgeois en est le Président.

explosions de cœur de 500 MJ d'équivalent mécanique (l'énergie maximale calculée), sans projection, ni fuite de sodium primaire, avec obligation de réserver la possibilité d'installer au-dessus de la dalle une cloche métallique, si les études en révèlent la nécessité.

11.2.3.2. Deuxième examen de Phénix : la séance du 13 mai 1969

Une deuxième séance de la Commission se tient le 13 mai 1969 pour l'examen de la sûreté de Phénix. C'est cette fois Rémy Carle, responsable du projet, qui défend devant la commission les solutions adoptées. Il décrit les essais menés pour confirmer la tenue de l'enceinte primaire, en toutes ses parties, à une pression de 6 bars, et signale que des viroles dépassant de la dalle ont été laissées en attente comme l'avait demandé la Commission pour éventuellement pouvoir y souder une cloche métallique supplémentaire. M. Carle décrit les études qui ont été menées et les mesures concernant l'acier des cuves principales, la résistance et l'étanchéité du circuit d'argon primaire, l'interaction accidentelle du circuit primaire et du circuit secondaire, le problème de la sûreté de fonctionnement des barres de contrôle, ou le refroidissement du cœur.

Toutes ces études ont nécessité la mise sur pied d'un programme expérimental important, et la Sous-Commission de Sûreté des Piles a demandé à être tenue informée en permanence de son déroulement. Il faut en effet rappeler que Bourgeois, jusqu'à la création du Département de Sûreté Nucléaire en 1970, n'avait pas de moyens expérimentaux indépendants des projeteurs. Il ne disposait que de son petit Groupe Technique de Sûreté des Piles composé d'une quinzaine d'ingénieurs.

Suivant l'avis de la CSIA, la CIINB accorde une première autorisation le 31 décembre 1969. L'examen des rapports de sûreté préliminaire puis provisoire de Phénix aura lieu au cours des années 1972 et 1973, mais nous ne disposons plus alors du compte-rendu de la Commission, et le démarrage de Phénix interviendra en septembre 1973.

Entre-temps, des études préliminaires démarrent en 1971 pour le réacteur Superphénix d'une puissance de 1200 MWe⁶⁸⁶, contre 250 pour Phénix, 40 pour Rapsodie. Le réacteur de Creys-Malville est constitué de 364 assemblages fissiles comprenant 271 aiguilles (soit près de 100 000 aiguilles au total) longues de 2,7m et de diamètre 8,5 mm. Ces aiguilles fertiles contiennent de l'oxyde d'uranium enrichi et de l'oxyde de plutonium et sont gainées d'acier inoxydable. Le cœur comporte aussi une couverture radiale constituée d'assemblages fertiles comprenant des aiguilles contenant de l'oxyde d'uranium appauvri. Au total, le cœur contient l'équivalent de 4,8 tonnes de plutonium 239. La chaleur est extraite par quatre boucles de chaleur qui contiennent 5000 tonnes de sodium.

11.2.4. Les études et recherches sur les RNR

Les études de sûreté concernant les réacteurs à neutrons rapides sont d'autant plus importantes en France que dans cette filière il n'existe pas comme pour les réacteurs à eau légère de référence à une technologie et à des normes étrangères. Les analystes de

⁶⁸⁶ Pour l'histoire du montage industriel du projet Superphénix, on pourra consulter le chapitre 9 de l'ouvrage de Georges Lamiral.

l'IPSN doivent disposer de leurs propres données scientifiques et techniques pour être en mesure de juger les arguments avancés par les projeteurs et déterminer si du point de vue de la sûreté ils sont acceptables ou non. Une meilleure connaissance du fonctionnement des réacteurs à neutrons rapides doit permettre de dégager des critères de sûreté.

Comme pour les réacteurs à eau légère, la liste des accidents que l'on peut imaginer est infinie. En cumulant toutes les hypothèses défavorables, on peut imaginer des accidents absolument catastrophiques qu'aucune enceinte ne pourrait contenir de façon sûre. C'est pourquoi il faut pouvoir discerner, parmi tous les accidents envisageables, ceux qui sont effectivement possibles ou probables. C'est le cas en particulier pour les accidents graves. Les études de sûreté doivent permettre aux spécialistes de sûreté de disposer des données leur permettant de réaliser un compromis raisonnable entre des hypothèses accidentelles pessimistes et les capacités d'étanchéité et de résistance mécanique des différentes barrières. Les analystes doivent donc disposer de moyens d'études suffisants, indépendants de ceux des projeteurs, mais également de moyens de calculs qui soient «qualifiés», c'est-à-dire validés, sur des expériences. Ces études de sûreté et codes de calculs doivent permettre de décrire le comportement complet des séquences accidentelles graves.

Vers le milieu des années soixante-dix, les préoccupations premières des analystes de sûreté en ce qui concerne les rapides ont trait à trois aspects : le comportement du combustible en cas d'accidents de refroidissement, les accidents de puissance, et les feux de sodium.

11.2.4.1. Le comportement du combustible en cas d'accident de refroidissement : SCARABEE

Le combustible des surgénérateurs est divisé en de nombreuses aiguilles (près de 100 000), gainées en acier, et groupées en assemblages à l'intérieur de tubes hexagonaux. Lancé en 1967 par le CEA à Cadarache, le programme SCARABEE est conçu pour étudier les accidents de refroidissement des réacteurs à neutrons rapides. Il comporte une première série d'essais, réalisés entre janvier 1971 et juillet 1974, qui font l'objet d'un accord tripartite avec la UKAEA de Grande-Bretagne et le GFK (Gesellschaft für Kernforschung) d'Allemagne Fédérale, en vue de leur interprétation. Des rapports communs sont publiés à partir de 1978.

Les études d'accidents concernent la possibilité de bouchages locaux des canaux, de bouchage global d'un assemblage avec maintien de la puissance, et de réduction globale du débit simulant un arrêt de pompe (sans chute de barres mais avec réduction de puissance par effet Doppler). Les essais sont menés sur des aiguilles combustibles (sur 1 puis 7 aiguilles), vierges puis irradiées, jusqu'à la fusion, pour étudier les conséquences de l'ébullition du sodium et le comportement du sodium en double phase pendant l'accident.

Les premières conclusions qualitatives tirées en 1978 de ces essais sont rassurantes. L'objectif de telles études - vérifier a posteriori que des marges suffisantes ont bien été prises pour faire face aux incertitudes - est atteint. Confirmant des résultats

déjà entrevus trois ans plus tôt⁶⁸⁷, le rapport du DSN note : «les transitoires d'ébullition [s'avèrent] moins violents que les théories antérieures les prévoient, les aiguilles non irradiées sont remarquablement robustes, aucune interaction violente entre le combustible fondu et le sodium n'a été mise en évidence.»⁶⁸⁸

11.2.4.2. Accidents de puissance : le programme CABRI

Conçu à l'origine en 1964 pour étudier les transitoires sur les réacteurs à eau, Cabri va servir à partir de 1973 à mener des études visant à modéliser les phénomènes complexes intervenant au cours d'un accident de réactivité sur un réacteur à neutrons rapides.

Comme indiqué plus haut, les surgénérateurs présentent un risque particulier vis-à-vis des accidents de réactivité étant donné la nature du cœur qui n'est pas dans sa configuration la plus réactive. Plusieurs scénarios peuvent conduire à un emballement de la réaction en chaîne et à un dégagement colossal d'énergie en un temps très bref. Pour mieux comprendre ces phénomènes, les chercheurs étudient le comportement du combustible soumis à des rampes de variation de puissance élevées, simulant ce qui se produirait par exemple en cas d'éjection de barres de contrôle ou encore l'emballement d'un réacteur.

Lancé en 1973 en commun par la France et l'Allemagne à la suite des essais américains effectués sur le réacteur TREAT dès 1959, le programme CABRI est rejoint par le Japon en 1975, l'Angleterre l'année suivante, les Etats-Unis en 1978. Les premiers résultats sont obtenus en 1978 et le programme s'achève en 1987.

Le principe des expériences menées sur Cabri à Cadarache est le suivant : une aiguille d'UO₂ est introduite dans une cellule d'essais, reliée à un circuit extérieur assurant une circulation de sodium. La cellule est placée au centre d'un cœur de réacteur thermique de type piscine. Le retrait de certaines barres dites «de départ», provoque par dépressurisation d'hélium 3 les transitoires expérimentaux, dont la puissance peut atteindre 5000 fois la puissance nominale pendant quelques millisecondes. Pressions, températures, débits, déplacements sont mesurés et interprétés par des modèles théoriques. Ceux-ci doivent ensuite servir de base aux projeteurs pour l'établissement d'un code global permettant de traduire l'ensemble des effets produits par ce type d'accident.

Au cours de quinze années de fonctionnement, deux chefs de projet, un Français et un Allemand auront coordonné le travail d'expérimentation, une vingtaine de techniciens étrangers auront été détachés à Cadarache pour participer à la préparation et à l'analyse des essais.

Finalement, les spécialistes de sûreté du CEA estiment que CABRI a été une

⁶⁸⁷ Cf. C. Ringot, «Etudes techniques de sûreté», BIST, CEA, N°209, décembre 1975, p. 11.: «Dans l'ensemble, les résultats qualitatifs déjà acquis sont très rassurants sur le plan général de la sûreté. La sévérité des transitoires répétés subis sans dommage par le combustible et la confirmation des performances attendues de l'instrumentation de détection en témoignent et donnent l'assurance que les marges actuelles prises sur le combustible sont très suffisantes.»

⁶⁸⁸ IPSN, Rapport annuel, 1978, pp. 37-38.

réussite. Le programme «a permis d'obtenir des données précieuses dans un domaine difficile à explorer. Les objectifs scientifiques qui avaient été fixé au départ ont été atteints (...) Ce programme a été un exemple réussi de coopération internationale dont le succès a permis à l'ensemble des pays engagés dans l'étude des réacteurs à neutrons rapides de disposer d'une base d'information commune sur des aspects sensibles de la sûreté de ce type de centrale.»⁶⁸⁹

11.2.4.3. Feux de sodium

Les énormes quantités de sodium contenues dans les réacteurs Phénix (1200 tonnes) et Superphénix (5000 tonnes) et le risque d'incendie concomitant conduisent au lancement d'études pour mieux comprendre les phénomènes de combustion du sodium dans l'air et les moyens d'y porter remède. Celles-ci vont s'étaler sur toute la décennie et au-delà. Malgré des recherches théoriques (mise au point de codes de calculs) et expérimentales (expérimentations à Cadarache en caisson jusqu'à 400 m³) et la mise au point de dispositifs destinés à isoler la nappe de feu de l'air (bacs étouffoirs) ou la fabrication de poudres extinctrices, on reste toujours à la fin de la décennie dans l'incapacité d'éteindre un feu de sodium de grande ampleur. Un nouveau programme est lancé au début des années 1980, en coopération avec EDF et des sociétés étrangères, sous le nom d'ESMERALDA. Il doit avoir la capacité de brûler jusqu'à 70 tonnes de sodium.

11.2.5. Le dimensionnement de Superphénix 1

Au début des années soixante-dix, les responsables du CEA placent de gros espoirs dans l'avenir des réacteurs à neutrons rapides. Dès 1972, ils proposent au ministère de l'industrie une liste de critères de sûreté pour Superphénix. Celui-ci les accepte, mais de façon non officielle et sous une forme provisoire. Il entend pouvoir éventuellement les réviser pour tenir compte des informations nouvelles provenant de l'exploitation de Phénix et des résultats des études et essais de sûreté en cours.

Il est d'ailleurs prévu que ces critères, notifiés aux responsables du projet, servent de base à une future réglementation pour les réacteurs à neutrons rapides. Les critères définissent en particulier les accidents à prendre en compte et les principes pour en prévenir l'apparition, les moyens de les détecter et les moyens destinés à en réduire les conséquences.

L'accident majeur envisagé pour Superphénix est dénommé «Accident de Dimensionnement du Confinement» (ADC). Il prévoit la prise en compte d'un accident fortement énergétique, caractérisé par une perte globale du refroidissement à pleine puissance (arrêt des quatre pompes primaires), sans chute de barres de sécurité, suivie d'une forte vaporisation du sodium et d'un dépôt élevé d'énergie provoquant la dispersion d'une portion du combustible, suivie éventuellement soit d'une interaction violente du combustible avec le sodium, soit d'un nouvel apport brutal d'énergie par recompaction du combustible. Cet accident conduirait à un dégagement d'énergie de 800 Mégajoules.

⁶⁸⁹ Bourgeois, J., Tanguy, P., Cogné, F., Petit, J., La sûreté nucléaire en France et dans le monde, Polytechnica, Paris, 1996, p. 160.

C'est cette valeur qui a servi de base au dimensionnement de la cuve contenant le cœur et de la dalle de béton qui ferme le réacteur.

Les incertitudes sur les connaissances relatives à cet accident hypothétique expliquent pourquoi le décret d'autorisation de Superphénix exige que cet accident soit pris en compte et que le confinement puisse résister à ce dégagement d'énergie mécanique. L'avancée des connaissances doit éventuellement permettre de ne pas retenir ces hypothèses pour les réacteurs qui doivent suivre Superphénix I (SPXI). Les études de sûreté jouent donc un rôle majeur pour le développement éventuel de cette filière.

11.2.6. Recherches en matière de sûreté : une optique biaisée ?

On ne peut manquer de s'interroger sur la logique des études de sûreté. Les opposants font remarquer que des études sont lancées pour vérifier un certain nombre de paramètres alors que la décision de construction est déjà prise. Cette question semble particulièrement pertinente pour les réacteurs rapides, où l'empressement domine, et pour lesquels le CEA apparaît beaucoup plus partie prenante. Certaines expressions, qu'on pourrait mettre sur le compte de la maladresse en matière de communication, peuvent en effet laisser songeur. Un responsable des études de sûreté du CEA, dans un texte pour la revue Annales des Mines, alors que les options fondamentales de sûreté SPX1 ne sont pas arrêtées et que des études sont nécessaires pour les confirmer, écrit par exemple : «il est attendu de ces études des résultats sur lesquels on puisse baser les analyses de sûreté, ce qui permettra d'atténuer les rigueurs d'une analyse qui est actuellement trop pessimiste, faute de tels résultats expérimentaux.»⁶⁹⁰ L'analyste adopte une attitude prudente en aggravant les conditions d'examen du fait de connaissances insuffisantes, mais est-ce son rôle de souhaiter le succès (l'inverse serait tout aussi choquant) de la filière qu'il examine ? Les études de sûreté sont conçues comme un moyen de promouvoir la filière en démontrant que les marges de sécurité sont excessives : si les résultats sont favorables, on pourra imposer des conditions de sécurité moindres, et donc contribuer à la diminution du coût de l'installation.

Pour répondre aux interrogations sur la déontologie des études de sûreté, c'est encore Jean Bourgeois qui développe, en 1973, un argumentaire qui sera de nombreuses fois cité ou repris par les responsables successifs de la sûreté au CEA :

«Tous les organismes de recherche nucléaire, publics ou privés, consacrent actuellement une part notable de leurs activités à la solution de problèmes relevant de la sûreté. On pourrait s'en étonner, jugeant qu'il y a contradiction apparente entre le fait d'autoriser la mise en service d'un réacteur nucléaire, sans risques inacceptables pour les travailleurs et le public, et l'engagement de dépenses importantes pour résoudre les problèmes techniques liés à la sûreté de ces mêmes installations. En fait, il n'y a pas à notre avis de réelle contradiction. La sûreté nucléaire résultera toujours d'un compromis effectué sur la base des connaissances disponibles et devra s'adapter en permanence à l'évolution de ces connaissances, qu'elle résulte de recherches en laboratoire ou du

⁶⁹⁰ Lelièvre, J., «L'analyse de sûreté et les études correspondantes», op. cit., p. 58.

fonctionnement des installations en service. Dans leur examen, les analystes de sûreté s'efforceront toujours de se placer du côté conservatif, c'est-à-dire de conserver des marges de sécurité surabondantes et de ne les abandonner qu'au vu de résultats expérimentaux indiscutables. La recherche a donc essentiellement pour but de préciser l'importance réelle des marges, et éventuellement de permettre leur réduction. Il ne faut cependant pas exclure qu'elle fasse également apparaître que des éléments importants ont pu être sous-évalués et qu'elle contribue à la tendance générale actuelle d'une diminution de la probabilité des risques liés à l'utilisation de l'énergie nucléaire.»⁶⁹¹

A partir de 1980, des discussions ont lieu entre les trois protagonistes de la sûreté nucléaire en France, l'exploitant (EDF et CEA-groupe), l'expert technique des autorités (l'IPSN), et les pouvoirs publics (SCSIN) pour définir les caractéristiques de sûreté des futurs réacteurs à neutrons rapides qui succéderont à SPX1. Les discussions aboutissent à un consensus entre les partenaires, en particulier sur l'épineuse question de savoir quels accidents graves prendre en compte, les accidents hors dimensionnement (HD). Une nouvelle définition de ces accidents émerge : ceux-ci se caractérisent non seulement par leur faible probabilité (et des grandes conséquences, sinon la sûreté ne s'en préoccupe pas), mais aussi par le fait que ces accidents doivent être évalués suivant un ensemble de règles, calculs ou essais, moins rigides que ceux utilisés pour les différentes catégories d'accidents de dimensionnement. Selon EDF, les accidents HD peuvent être exclus, ce qui n'est pas l'avis de l'IPSN.

S'appuyant sur l'évolution des connaissances depuis la conception de Superphénix concernant la fiabilité des systèmes d'arrêt et au vu des programmes de recherche et développement engagés, le SCSIN⁶⁹² accepte la démarche proposée par EDF consistant à mettre l'accent sur la prévention des accidents et non sur la solidité du confinement en cas d'accident hypothétique pour les réacteurs qui doivent suivre Superphénix. Ainsi, l'hypothèse d'accidents dégageant une forte énergie n'est pas retenue pour le dimensionnement de Superphénix II et l'étude de risques ne prend en compte les accidents qu'à un niveau plus bas.

Les «connaissances acquises» qui «permettent de mieux cerner la concevabilité des accidents graves hypothétiques»⁶⁹³ sont également invoquées par les responsables de l'IPSN pour justifier la démarche de sûreté retenue pour les réacteurs suivant Superphénix I. Par contre, si l'accident majeur envisagé pour SPX1 apparaît moins concevable qu'il avait paru quelques années auparavant, l'attention des spécialistes de

⁶⁹¹ Bourgeois, J., «L'analyse de sûreté des réacteurs de puissance en France. Principes généraux et applications pratiques», *Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, IAEA, SM-169/16, p. 161.*

⁶⁹² Lavérie, M., Avenas, M., «Les réacteurs à neutrons rapides : le point de vue de la sûreté», *Annales des Mines*, Janvier 1984, pp. 47-54.

⁶⁹³ Tanguy, P., Pelcé, J., «L'importance de la recherche dans les progrès de la sécurité nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, mai-juin, pp. 125-218.

sûreté s'est focalisée sur les accidents d'assemblages : les causes et les conséquences d'une surchauffe locale avec fusion au sein d'un assemblage d'éléments combustibles sont particulièrement examinées et en particulier la possibilité d'une extension de la fusion aux assemblages voisins. En effet, les conséquences d'un tel accident seraient moins importantes que celles de l'ADC, à condition toutefois que l'accident ne puisse pas se généraliser aux assemblages voisins. L'IPSN estime nécessaire d'envisager pour les accidents de dimensionnement la prise en compte de la fusion de 7 assemblages et non pas 1, car il paraît peu probable que l'exploitant arrive jamais à démontrer la non-possibilité de propagation de la fusion d'un assemblage aux assemblages voisins.⁶⁹⁴

11.3. une nouvelle discipline scientifique de l'énergie atomique

La décennie soixante-dix voit véritablement l'émergence d'une nouvelle spécialité au sein du monde de l'énergie nucléaire français, la sûreté nucléaire. De nombreux faits l'attestent, que ce soit le nombre de colloques spécialisés, l'internationalisation du domaine qui conduit à l'uniformisation des méthodes et à l'élaboration d'un consensus sur les règles et pratiques à codifier. Les contrats de recherche sont plus nombreux, plus volumineux, et débordent le cadre national.

L'ampleur du travail à accomplir par les organismes de sûreté oblige à un recrutement de personnel. Or Jusque-là, la sûreté était l'affaire de missionnaires, d'éclaireurs. Avec l'institutionnalisation de la sûreté, une nouvelle carrière peut s'offrir à certains. Au CEA, nombre de techniciens qui étaient impliqués dans les projets de développement de certaines filières finalement abandonnées sont désormais disponibles pour les activités de sûreté. C'est le cas notamment de Tanguy, unanimement considéré comme très brillant⁶⁹⁵, auparavant responsable des projets de réacteurs au CEA, attiré par Bourgeois pour assurer sa succession. Avec le lancement du programme d'équipement nucléaire français, le besoin d'analyses pour l'autorisation des réacteurs croît brutalement. Le Département de Sûreté Nucléaire du CEA est amené à augmenter ses effectifs et doit recruter au sein du Commissariat, mais aussi à l'extérieur du domaine nucléaire.

Le milieu des années soixante-dix voit également l'apparition des premiers discours des spécialistes de la sûreté sur leur discipline, les premières tentatives de définitions de la spécificité de leur champ d'activité. En 1974 par exemple, un chef de service des études de sûreté précise les tâches et le profil des ingénieurs chargés de l'analyse de sûreté : «les ingénieurs qui participent à l'analyse de sûreté des réacteurs appartiennent à deux catégories distinctes et complémentaires, les généralistes et les spécialistes. Les généralistes, groupés par filière (réacteurs à eau ordinaire, à neutrons rapides...) prennent en charge l'évaluation de la sûreté de chacune des installations soumises à

⁶⁹⁴ IPSN. Réunion «sûreté des réacteurs à neutrons rapides», 12 mars 1980. Archives CEA, Fonds du Haut-Commissaire, F3 23 49.

⁶⁹⁵ Selon le témoignage d'un cadre du CEA rencontré par hasard à Fontenay-aux-Roses et qui qualifie Tanguy de «maître à penser», ce dernier aurait dû devenir Haut-commissaire.

examen. Ils suivent celles-ci à tous les stades de leur développement (conception, construction, mise en service et fonctionnement) pour fournir des données techniques d'appréciation et proposer les avis de sûreté nécessaires aux autorités responsables. L'expérience acquise par ces généralistes intervient pour une grande part dans l'élaboration de leur jugement. Ils ont en effet la charge de tenir constamment à jour la somme des connaissances acquises sur le plan de la sûreté dans la filière à laquelle appartiennent les installations examinées, et ceci aussi bien en conditions normales qu'en conditions incidentelles ou accidentelles. Pour remplir cette mission, les généralistes doivent avoir le souci du maintien de relations étroites avec les exploitants. Néanmoins les problèmes techniques posés aux généralistes par les installations font appel à un nombre si grand de disciplines qu'il est nécessaire en outre de disposer d'un ensemble de spécialistes de ces disciplines. Ces derniers, qui rassemblent chacun la somme des connaissances acquises dans leur technique, sont capables de fournir aux questions posées par les généralistes soit une réponse, soit un constat de lacune.»⁶⁹⁶

Le nombre de domaines technologiques abordés par la sûreté nucléaire confirme son importance : outre les domaines classiques de l'énergie nucléaire (neutronique, mécanique, thermique, hydraulique, transferts radioécologiques), de nouvelles recherches spécifiques sont mises au pied comme les études concernant les accidents possibles, les études des sites (transferts des produits radioactifs...), apportant de nouvelles méthodes (l'approche probabiliste).

Des concepts communs pour les analyses se dégagent progressivement, qui sous des noms différents et avec des nuances, reposent sur une démarche semblable. Ces analyses comprennent schématiquement les différentes phases suivantes : vérification que les barrières physiques sont valides en fonctionnement normal et accidentel; examen des «fonctions de sûreté» associées à la défense des barrières; étude des conséquences d'accidents hypothétiques dont le déroulement résulterait de multiples transgressions dans les consignes ou défauts de fonctionnement : c'est le concept de «défense en profondeur»; évaluation par les probabilités associées aux différents défauts de fonctionnement envisageables.

L'analyse de sûreté des réacteurs ayant permis de déterminer les séquences accidentelles majeures, les phénomènes physiques intervenant au cours de l'accident sont identifiés. Des installations spécifiques sont conçues pour reproduire les conditions auxquelles est soumis le combustible au cours d'un accident, et qu'il est encore impossible de simuler sans expérience. Ainsi en France, les installations CABRI et SCARABEE sont spécialement dédiées aux études de sûreté des réacteurs à neutrons rapides. Elles seront bientôt rejointes à partir de 1979 par l'installation PHEBUS consacrée à la modélisation des accidents de perte de refroidissement primaire des réacteurs à eau sous pression.

La délimitation du champ spécifique des études et recherches n'est pas pour autant aisée, car dans bien des domaines la frontière entre le domaine de la sûreté et celui du projet est en partie arbitraire. C'est le cas notamment des études de fiabilité ou de combustibles, qui sont à la fois importantes du point de vue du fonctionnement et de la

⁶⁹⁶ Lelièvre J., «L'analyse de sûreté ...», op. cit., p. 55.

sûreté. Mais deux grands domaines sont réellement nouveaux : les études qui concernent la prévention des accidents (contrôle non destructif et inspection en service des cuves de réacteur) et les études qui relèvent du concept de défense en profondeur en perfectionnant l'analyse du déroulement de séquences accidentelles hypothétiques (exemple de l'ECCS).

L'indépendance croissante du champ d'investigation des experts de la sûreté nucléaire donne une position particulière aux hommes qui en ont la charge et même une vision propre, des intérêts différents de ceux des industriels, des exploitants, ou encore des autorités réglementaires. Cette vision particulière de la chose nucléaire est surtout sensible en ce qui concerne les études probabilistes, dont les hommes de la sûreté sont d'ardents défenseurs, tandis que les développeurs les considèrent dans un premier temps comme une marotte qui permet de faire de brillantes communications de congrès mais n'apporte pas grand-chose aux concepteurs. Il en va de même pour l'étude des accidents considérés comme «invraisemblables».

Les années soixante-dix portent la marque en France de l'adoption de la technologie des réacteurs à eau sous pression américains. Le choix de cette filière a d'importantes répercussions tant au niveau des institutions chargées de la sûreté qu'au niveau de la doctrine de sûreté. Les intérêts qui peuvent s'avérer différents entre les acteurs de la scène nucléaire française conduisent à mieux codifier le processus de prise en charge de la sûreté. Un Service Central de Sûreté des Installations Atomiques est ainsi créé au sein du ministère de l'industrie pour arbitrer entre le CEA et EDF en matière de sûreté. Les rôles sont désormais mieux distingués entre les trois pôles du complexe nucléaire : les industriels promoteurs (EDF-Framatome), les experts de plus en plus distincts du CEA, et l'autorité administrative qui est confiée aux ingénieurs du Corps des Mines. Cependant, la rupture n'est pas complète avec le fonctionnement de l'expertise telle qu'elle était pratiquée alors que le CEA détenait un quasi monopole de la chose atomique. C'est même plutôt la continuité qui prédomine : à côté de la cheville ouvrière de l'expertise constituée du Département de Sûreté Nucléaire du CEA puis de l'IPSN, les groupes d'experts chargés d'émettre des avis avant la construction ou le démarrage des installations regroupent toujours les différentes parties prenantes pour discuter de la sûreté des installations. Les procédures de décision en matière de sûreté restent encore cloisonnées et les discussions demeurent internes au monde nucléaire dans son ensemble. D'ailleurs, alors que dans les autres pays occidentaux les règlements en matière de sûreté se multiplient, la réglementation française avance elle à pas comptés : les discussions techniques ont lieu au cas par cas, la jurisprudence s'élabore lentement au fur et à mesure des analyses. La réglementation ne doit pas freiner inutilement la réalisation du programme électronucléaire. Cependant, les différences d'appréciation entre les différentes parties se cristallisent progressivement, au fur et à mesure du renforcement des structures et des compétences des experts et des autorités.

Sur le plan de la doctrine, les règles américaines de conception ont été importées, les analyses techniques se sont alignées sur les pratiques américaines. Une des conséquences de ce transfert de technologie a été l'élan impulsé en France en matière de qualité industrielle de la construction, les règles américaines étant très formalisées en la matière. Les nombreux débats qui se tiennent aux Etats-Unis sont suivis attentivement en

France par les experts de la sûreté. L'un d'entre eux, le débat autour de l'approche probabiliste de la sûreté, sépare nettement les protagonistes de l'énergie nucléaire en France : d'un côté, les industriels sont hostiles à cette approche car ils craignent que de nouvelles règles viennent se superposer aux anciennes et pour eux, l'approche probabiliste n'est pas un outil opératoire pour la conception. De l'autre, les experts et l'administration voient dans cette méthode une façon d'aborder la sûreté de façon plus cohérente, mettant l'accent sur certaines failles à la conception. Ils s'appuient d'ailleurs sur les résultats des études américaines pour exiger de l'exploitant que certains scénarios accidentels jugés par lui très hypothétiques soient mieux étudiés, alors que la licence américaine ne l'exige pas.

Tous ces débats se tiennent alors que des études et recherches sont lancées spécifiquement sur les questions de sûreté pour faire progresser certaines connaissances. Dans le cas des réacteurs à eau sous pression, la référence existe, les méthodes sont connues. Certains paramètres doivent être vérifiés comme les codes de calcul, les hypothèses retenues par les concepteurs, leurs évaluations en matière d'accidents. C'est le cas de la possibilité de rupture de la cuve, considérée comme non croyable aux Etats-Unis. Pour les réacteurs à neutrons rapides qui sont développés en France avec une certaine avance sur les pays étrangers, les études de sûreté déterminent la conception : les hypothèses retenues en matière d'accident grave servent à dimensionner le confinement du réacteur. Le progrès des connaissances doit permettre de s'affranchir de marges de sécurité trop contraignantes. Les positions respectives des experts, autorités et industriels français apparaissent là beaucoup moins distinctes que pour les réacteurs à eau. On entend prendre sa revanche sur les concepts américains avec un futur développement industriel de réacteurs de cette filière.

Partie IV : Three Mile Island : la révision des certitudes (1979-1986)

chapitre 12. Le contexte à la veille de three mile island

12.1. Le contexte industriel et psychologique du nucléaire français à la veille de TMI

12.1.1. Le programme d'équipement nucléaire français

Après l'accord définitif de 1970 pour la construction par EDF de deux réacteurs PWR 900 MWe sur le site de Fessenheim, quatre autres tranches sont engagées à partir de 1971 sur le site de Bugey dans l'Ain. Les tranches de Fessenheim (1 et 2) sont couplées au réseau en 1977 et celles de Bugey (2, 3, 4 et 5) le sont en 1978 et 1979.

Entre-temps est intervenu le choc pétrolier et la décision du gouvernement d'un engagement massif de tranches nucléaires, au travers d'un premier Contrat Pluriannuel (CP1), en avril 1974, qui prévoit la construction de 12 tranches PWR 900, plus quatre en option. On entre alors dans une logique industrielle nouvelle pour la Direction de

L'Équipement d'EDF emmenée par Michel Hug : après l'apprentissage du nucléaire avec Fessenheim et Bugey, il s'agit désormais de construire le plus rapidement possible des centrales à la chaîne. La politique choisie pour y parvenir est basée sur la standardisation des tranches par paliers successifs. Les tranches de Fessenheim et Bugey, rebaptisées rétrospectivement pré-palier CP0, qui devaient être à l'origine des copies strictes des centrales de référence américaines (Beaver Valley et North Anna), deviennent les «éléments précurseurs» d'une grande série de tranches. Les 12 premières tranches 900 du CP1 engagées entre 1974 et 1975 sont réparties sur trois sites, Tricastin, Gravelines et Dampierre, les quatre autres seront engagées à partir de 1977 sur le site du Blayais en Gironde. En 1980, deux tranches supplémentaires seront construites sur le site de Gravelines, portant à 18 le nombre total de tranches du palier CP1. Ces tranches ne sont cependant pas strictement identiques à celles du CP0, en particulier en ce que les générateurs de vapeur sont conçus de façon à être remplaçables.

L'année 1976 voit le lancement d'un nouveau Contrat Pluriannuel (CP2) et l'engagement de 10 nouvelles tranches PWR 900 destinées à équiper les centrales de Chinon B, Cruas et Saint-Laurent B. Le palier CP2 est dans ses grandes lignes semblable au palier CP1 : la principale modification de conception provient de la disposition du groupe turboalternateur, non plus tangentiel mais radial par rapport à l'îlot nucléaire, afin d'éviter qu'en cas d'éclatement de la turbine, le bâtiment réacteur ou d'autres bâtiments contenant des matériels importants pour la sûreté ne puissent être atteints par des projectiles.⁶⁹⁷

Parallèlement à l'engagement des tranches 900 MWe, la Direction de l'Équipement étudie depuis 1972 un nouveau palier plus puissant de 1200 MWe. Le choix se porte finalement sur un projet 1300 MWe à l'été 1973. Les études aboutissent en 1976 au lancement de la centrale de Paluel, tête de série du palier dit P4 (1300 MWe) qui a pour référence la centrale américaine de South Texas. Il est important de remarquer que le projet est lancé alors que la construction de Fessenheim n'est pas achevée. Huit tranches seront construites suivant ce modèle sur les sites de Paluel, Flamanville et Saint-Alban, suivies de douze autres dans une version modifiée dite du palier P'4, sur les sites de Belleville, Cattenom, Nogent, Golfech et Penly.

12.1.2. Une politique industrielle : la standardisation

C'est donc au pas de charge qu'est menée par la Direction de l'Équipement la vaste opération consistant à concevoir et bâtir un parc de centrales électronucléaires. Pour mener à bien ce chantier, c'est une politique de standardisation qui est adoptée par le Directeur de l'Équipement, faisant subir à ses troupes une véritable révolution culturelle : l'époque plus «poétique» des prototypes élaborés par chaque équipe chacune dans sa région d'Équipement est abandonnée au profit d'une logique d'efficacité industrielle. Accentuant la centralisation des moyens effectuée sous son prédécesseur, Michel Hug⁶⁹⁸ qui est à la tête de l'Équipement depuis 1972 (et jusqu'en 1982) va se battre avec une

⁶⁹⁷ Les projectiles peuvent représenter plusieurs tonnes et des vitesses de plusieurs dizaines de mètres par seconde, c'est pourquoi des murs capables d'absorber les énormes énergies résultantes ont été rajoutés en cours de chantier sur les tranches de Fessenheim (dès le projet pour Bugey) entre la salle des machines et les locaux à protéger.

«volonté farouche» selon ses propres termes, pour l'identité des tranches, appliquant en cela des idées démontrées auparavant sur le thermique classique : la Direction de l'Équipement, qui avait réalisé une trentaine de tranches en thermique classique, avait montré chiffres en mains que les 9 dernières tranches⁶⁹⁹, toutes identiques - c'était la première fois qu'EDF réalisait des tranches à l'identique depuis la nationalisation - avaient obtenu des résultats «faramineux» par rapport à la moyenne des autres en termes de délais, de fiabilité, de coût.

Avec la standardisation, c'est également la fin d'une époque plus «physique», celle des réacteurs à graphite-gaz, dont la conception était avant tout basée sur des critères de physiciens, plus qu'en fonction de critères d'efficacité industrielle. A propos de ce tournant industriel, Michel Hug, qui sera un peu considéré comme un «faux-frère» dans son propre milieu, cite cet adage souvent utilisé pour illustrer un défaut propre aux ingénieurs, obnubilés par la perfection et par l'originalité technique de leur machine : «pour perdre de l'argent, il y a trois moyens : les femmes, le jeu et les ingénieurs. L'argent, c'est le plus rapide, les femmes c'est le plus agréable, mais les ingénieurs, c'est le plus sûr.»

A propos de cette tendance, particulièrement présente dans le corps des ingénieurs français, Michel Hug relate le choc qu'il a lui-même vécu, étudiant, lors de son PhD aux États-Unis : «J'ai subi un métissage intellectuel aux États-Unis et j'en ai parfaitement conscience. En sortant de l'X, en sortant des Ponts, passer deux ans dans l'Iowa, et dans une grande université de l'Iowa, l'X et les Ponts, on ne connaît pas ! : «Mettez-vous là et montrez ce que vous savez faire !» Je vous assure que c'est raide comme adaptation ! Je leur ai fait un peu ce coup-là aussi, il y a eu un changement culturel formidable.»⁷⁰⁰

Or la mise en œuvre d'une politique de standardisation n'est pas sans poser des problèmes à cause de l'évolution des techniques, puisqu'une centrale se conçoit puis se construit sur plusieurs années et que les progrès faits dans l'intervalle peuvent suggérer un certain nombre de modifications. Comme le confirme Lamiral, de l'ancienne équipe de la Direction de l'Équipement, «les techniques évoluent dans le temps de façon continue mais parfois aussi d'une façon discontinue et vouloir réaliser une série d'installations identiques conduit implicitement à s'interdire de faire bénéficier les installations successives de cette évolution pendant toute la durée de réalisation de la série, ce qui

⁶⁹⁸ Michel Hug est l'une des grandes figures d'ingénieur du nucléaire français. Il est considéré comme l'un des principaux artisans de l'équipement nucléaire de la France, certains allant même jusqu'à dire que «le programme nucléaire, c'est Hug.» C'est en effet au cours des dix années pendant lesquelles il est à la tête de la Direction de l'Équipement d'EDF que sont conçues et réalisées les tranches qui équipent majoritairement le parc nucléaire français (paliers CP1, CP2, P4 et P'4). Polytechnicien (X 1949), ingénieur des Ponts et chaussées, Michel Hug soutient une thèse en 1956 sur le thème de la cavitation. Il est embauché en 1956 aux Etudes et Recherches d'EDF, à son retour de stage au Massachusetts Institute of Technology. Directeur de la Région d'Équipement Alpes-Sud de 1966 à 1968, il est Directeur-adjoint des Etudes et Recherches de 1969 à 1972 avant d'être nommé Directeur de l'Équipement en 1972.

⁶⁹⁹ Il s'agit des quatre tranches d'Ambes, les quatre de Martigues et celle de Loire 4, réalisées sous la houlette du Directeur régional de l'Équipement, Jean de Chessé.

⁷⁰⁰ Entretien avec Michel Hug.

s'oppose à la tendance naturelle des ingénieurs, de chercher à réaliser les installations les plus performantes et les plus perfectionnées. Dans ces conditions l'un des problèmes les plus difficiles à résoudre est de déterminer à quel moment il faut arrêter une série et engager la suivante.»⁷⁰¹

L'idée de base, explique Michel Hug, était de faire en sorte que l'expérience acquise sur le premier réacteur PWR 900 soit encore valable pour le dernier de la série, et pour tenir compte des avancées techniques, ce progrès devait être «discrétisé» : CP0, CP1 et CP2. Il a donc fallu peser parmi toutes les modifications que suggéraient les ingénieurs celles jugées très importantes et qui justifiaient qu'on les applique depuis le début (et donc qu'on redémonte éventuellement des pièces sur les centrales déjà construites, ce qui est arrivé sur Fessenheim) de celles qu'on pouvait garder pour la sous-série suivante (CP1 par rapport à CP0) ou le palier suivant (1300).

La standardisation était d'autant plus importante qu'elle devait permettre de limiter le risque industriel encouru avec le choix d'un seul type d'installation, le PWR Westinghouse, depuis l'abandon de l'option BWR au cours d'un conseil interministériel d'août 1975. Mettant tous ses œufs dans le même panier, il était de la plus haute importance pour le Directeur de l'Équipement de minimiser le risque, tout d'abord en s'appuyant sur un modèle a priori éprouvé, le pressurisé Westinghouse 900, puis en faisant en sorte que l'expérience acquise sur les premières tranches reste valable pour les suivantes. Car quelle que soit la qualité d'un bureau d'études et de ses ingénieurs, lancer une nouvelle machine comporte toujours un risque par rapport à l'habitude et à la connaissance que l'on a d'une plus ancienne.

Par ailleurs, la standardisation était le moyen de lancer une véritable industrie nucléaire française, ce qui n'avait pas été le cas avec le graphite-gaz. Grâce à la référence d'exploitation d'EDF, Framatome pouvait se présenter à l'exportation avec ce modèle de réacteurs identiques et assurer ses clients potentiels qu'ils achèteraient le même produit que celui en fonctionnement chez l'opérateur français.

12.1.3. Le coût de la sûreté, le palier 1300

C'est donc un contexte impératif, des délais très serrés imposés à l'électricien qui caractérisent la période de lancement du programme de réacteurs à eau légère en France. La politique choisie par la Direction de l'Équipement d'EDF pour y faire face explique ses réticences lors des débats sur la sûreté quand celle-ci apporte de nouvelles exigences qui se traduiraient sous forme de modifications des centrales en projet ou en construction, et qui conduiraient à dépareiller les tranches d'un même palier.

Michel Hug devra combattre dans son propre camp pour maintenir son cap, comme l'indique Lamiral : «Les techniciens de la Direction de l'Équipement et ceux du Département de Sûreté Nucléaire du CEA qui instruisaient les rapports de sûreté, supportèrent mal l'obligation qui leur fut faite de ne pas perfectionner les tranches successives des paliers 900 MWe et lorsqu'il fut question d'engager le premier palier 1300 MWe (P4), il fut difficile de freiner leur désir de faire bénéficier le nouveau palier de toutes

⁷⁰¹ Georges Lamiral, op. cit., p. 210.

les améliorations dont l'intérêt leur était apparu entre 1975 et 1976.»⁷⁰² En effet, Pierre Bacher, directeur du SEPTEN depuis 1976, confirme qu'avec Denis Gausso, Directeur technique de l'Équipement et adjoint de Hug pour les aspects techniques, ils avaient poussé dans le sens d'une amélioration de la sûreté entre les tranches de 900 MW et les tranches de 1300 MW.

Michel Hug, de son côté, pensait que les mesures prises en matière de sûreté étaient suffisantes, voire excessives. Les déclarations du Directeur de l'Équipement en ce sens sont nombreuses. Par exemple, à la suite d'une Conférence à Washington en 1976 qui montre que l'avenir du nucléaire aux États-Unis semble bloqué, Michel Hug développe une comparaison entre la situation aux États-Unis et la France, les avantages comme ce qui pourrait être une menace en France pour le développement du nucléaire, à savoir les exigences infondées de l'administration en matière de sûreté : «...la différence essentielle par rapport aux États-Unis : il y a là bas une très grande dispersion des initiatives, chaque compagnie d'électricité menant pour sa part son propre programme nucléaire. Nous connaissons au contraire une concentration des efforts et des centres de décision et je crois que c'est là un atout important: un seul producteur d'électricité, un seul constructeur de chaudières nucléaires et les pouvoirs publics : voilà un schéma qui peut permettre à mon sens de développer rationnellement un effort très important, à la condition toutefois que la collaboration entre ces trois entités se déroule dans de bonnes conditions. [...] J'estime que par rapport à d'autres industries le nucléaire se voit imposer dans le domaine de la sûreté des dépenses très lourdes. Les efforts engagés par un pays pour protéger ses habitants contre les risques nés de l'ère industrielle doivent être équitablement répartis. Je ne crois pas que ce soit le cas à l'heure actuelle.[...] [l'administration] pourrait faire en sorte que l'effort global de sûreté soit plus logiquement réparti - ici en renforçant les mesures, là en les assouplissant.»⁷⁰³ Ou encore, parmi les «points d'interrogation» pour l'avenir de l'électronucléaire, Michel Hug pose la question suivante : «Saurons-nous éviter dans ce domaine les dépenses considérables liées à l'incohérence des coûts sociaux de la sécurité qu'entraînent les erreurs de perception des risques ?» Et plus loin : «Quand on compare les niveaux de risques utilisés dans les examens de sûreté aux niveaux utilisés pour juger de l'acceptabilité des autres développements industriels, on ne peut s'empêcher de s'interroger sur les raisons de cette incohérence et sur le bien-fondé des coûts sociaux ainsi acceptés : combien de vies humaines seraient annuellement sauvées en redistribuant de façon cohérente les différentes dépenses de sûreté consenties sur l'ensemble du pays ?»⁷⁰⁴

Michel Hug a tenu à ce que toutes les tranches 900 gardent une certaine identité, c'est pourquoi les modifications les plus importantes sont prévues pour le palier suivant, le palier 1300, par un accord tacite avec les autorités de sûreté : le palier 900 peut continuer à l'identique si les améliorations sont incorporées sur le palier 1300.

Parmi les améliorations suggérées par l'évolution technique, l'une est

⁷⁰² Ibid., p. 210.

⁷⁰³ RGN-Actualités, «Programmes nucléaires. Politiques nucléaires américaine et française. Un entretien avec Michel HUG, directeur de l'équipement», Revue Générale Nucléaire, N° 6, décembre 1976, pp. 527-529.

particulièrement symbolique puisqu'il s'agit de l'enceinte de confinement. Depuis le début du palier 900 les tranches sont construites avec une enceinte simple en béton précontraint de 90 cm d'épaisseur et recouverte intérieurement d'une peau en acier assurant l'étanchéité. Le Service Central quant à lui, en accord avec ses appuis techniques, aurait souhaité que la série 900 soit poursuivie avec des tranches comportant une double enceinte, qu'ils estiment être un vrai progrès pour la sûreté. Cette question de la double enceinte provoque quelques frictions entre EDF et les autorités de sûreté, car si EDF s'est engagée à construire des enceintes renforcées pour les tranches de 1300 MWe, elle estime que les enceintes simples apportent toutes les garanties souhaitables. Bien que le renforcement des enceintes soit annoncé dans une information de la *Revue Générale Nucléaire* de décembre 1977 dès les tranches à venir du site de Cruas (palier 900), c'est bel et bien avec le palier 1300 que les tranches seront construites en enceinte double, suivant en cela un accord entre la Direction de l'Équipement et le Service Central. Les experts du CEA, Bourgeois et Tanguy en particulier le regrettent, mais ils n'ont pas décidé d'en faire un casus belli pour autant. Pour les responsables d'EDF qui ont proposé la double enceinte soit intégrée au palier 1300, ce renforcement n'apparaît pas apporter de garanties supplémentaires pour la sûreté, et les discussions vont être assez longues pour déterminer quelle est la meilleure option.

Le terme «double enceinte» est d'ailleurs un peu trompeur car il induit comme une évidence qu'il s'agit d'une amélioration, «double» étant toujours meilleur que «simple». Or plutôt qu'une double enceinte, il est en fait préférable de parler d'un nouveau système pour réaliser la fonction de l'enceinte de confinement. Cette enceinte doit en effet à la fois présenter une résistance mécanique (contre les agressions externes ou les surpressions internes) et assurer l'étanchéité pour empêcher les produits de fission de s'échapper en cas d'incident. Pour le palier 900, l'enceinte en béton assure la résistance mécanique, la peau en acier assure elle l'étanchéité. Avec le palier 1300, le système est différent : une première enceinte en béton précontraint (1,20 m d'épaisseur) assure la résistance à une rupture du circuit primaire tandis qu'une deuxième enceinte externe en béton armé (55 cm d'épaisseur) protège le bâtiment réacteur des agressions externes. L'espace entre les deux enceintes est maintenu en dépression et l'étanchéité est effectuée par une reprise des fuites de l'enceinte interne. Si l'amélioration pour la sûreté n'est pas évidente pour tous avec le nouveau système, il présente néanmoins aux yeux des autorités de sûreté l'avantage de mieux prouver qu'il fonctionne correctement : il est plus facile de prouver que la reprise des fuites fonctionne puisqu'on est en dépression, que de prouver l'étanchéité de la peau en acier (qui pourrait avoir des fissures).⁷⁰⁵

Le passage à la double enceinte est le changement le plus spectaculaire effectué entre les paliers 900 et 1300, mais d'autres améliorations sont introduites comme l'orientation radiale du groupe turboalternateur ou le remplacement du

⁷⁰⁴ Michel Hug, «L'électro-nucléaire à l'horizon 2000», *Revue Générale Nucléaire*, 1978, N°2, avril-mai, pp. 96-98. Pour Michel Hug en effet, outre l'évolution des prix et des délais, l'inconnue principale qui subsiste pour l'avenir de l'électronucléaire est son acceptation par l'opinion publique. En conséquence Michel Hug conclue son article sur le fait qu'un effort doit être entrepris «pour établir une perspective correcte de nos besoins énergétiques, des contraintes et des risques réels, associés à chaque type de choix. C'est à cette condition que l'effort indispensable à l'horizon 2000 pourra se faire dans des conditions d'efficacité acceptables.»

contrôle-commande électromécanique par un contrôle-commande à logique numérique (Controbloc).

Mais toutes ces améliorations s'avèrent d'un coût très élevé : une étude comparative des coûts de Fessenheim 1-2 et de Paluel 1 entreprise quelques mois après les ordres d'exécution de la chaudière et du groupe turboalternateur de la première tranche du palier 1300 révèle à la fin de 1977 que le coût par kWe pour Paluel 1-2 est supérieur d'environ 52 % à celui de Fessenheim 1-2. Ce surcoût apparaît comme étant dû pour 21% à l'augmentation générale des prix, pour 18 % à un effet de site (Fessenheim était un site favorable), 44 % à la sûreté et 14 % à la qualité.⁷⁰⁶ La part importante de ce surcoût imputée à l'évolution des règles de sûreté fut contestée par les Autorités de sûreté, mais cette évolution fut jugée inacceptable par la Direction de l'Équipement qui demanda à ses responsables, en liaison avec le Comité des chefs des études, de revoir la conception du projet 1300 afin de diminuer le coût des centrales suivantes. Les propositions de modifications proposées en août 1978 aboutissent à la définition d'un palier dit P'4, qui diminue les coûts d'environ 10%, essentiellement par une réduction de la taille des bâtiments. L'enceinte de confinement par exemple voit son diamètre passer de 45 à 43,8 m et sa hauteur de 59 à 50 m.

De son côté, le gouvernement ne fut pas convaincu par les arguments d'EDF suspecté d'avoir, en misant sur la nationalisation de l'industrie, relâché sa vigilance dans le contrôle de l'évolution des prix.⁷⁰⁷ André Giraud, ministre de l'industrie depuis 1978, recommande en particulier le renforcement du système de contrôle de gestion interne à EDF. Une mission d'étude des «coûts et délais du programme nucléaire» sous la présidence de Renaud de la Genière, remet son rapport le 14 septembre 1979 : l'analyse des causes des dérives constatées souligne des critères de choix non financiers qui ont été privilégiés par rapport aux critères de coût la sûreté, la sûreté, la sécurité, l'environnement, la fiabilité, les conditions d'exploitation et l'alourdissement des spécifications techniques. Sont évoqués «les goulots d'étranglement» (les sites, les monopoles techniques et la faiblesse de la concurrence, les limites de capacité industrielle) puis l'organisation des relations entre les protagonistes du programme nucléaire et la faiblesse de l'effet de série et le déclin de la productivité globale des

⁷⁰⁵ Michel Lavérie, futur chef du SCSIN, explique à cette occasion ce point de vue particulier des organismes de contrôle quant à la qualité de tel ou tel système technique : «Une installation nucléaire, ça a ses qualités intrinsèques, les choix techniques ont une capacité plus ou moins grande à montrer qu'ils marchent bien, et donc quand on passe d'un système à un système qui n'est pas forcément meilleur mais sur lequel il est plus facile de démontrer que cela marche bien, qu'on peut le prouver à tout instant, on a gagné quelque chose ! Parce que vis-à-vis d'une autorité qui vous demande sans arrêt de prouver que tout marche bien, s'il est plus facile de prouver que cela marche bien, c'est mieux. Et je crois qu'il n'y a rien de pire que les installations qui sont difficilement inspectables dans certains de leurs endroits, et où on a du mal à apporter la preuve en permanence, parce qu'on ne peut pas aller inspecter en permanence, que tout est en bon état. Plus une installation est visitable, contrôlable aisément, meilleure elle est, parce qu'il est plus facile de démontrer qu'elle est en bon état.» Entretien du 14.1.1999.

⁷⁰⁶ Les chiffres sont donnés par Michel Hug, «L'électro-nucléaire à l'horizon 2000», Revue Générale Nucléaire, 1978, N°2, avril-mai, p. 96.

⁷⁰⁷ D'après Lamiral, op. cit., p. 242.

facteurs. Le rapport préconise pour remèdes de revaloriser le critère coût en subordonnant l'adoption de toute mesure nouvelle à une étude économique «coût-avantages», de stabiliser les spécifications techniques, de desserrer les contraintes de sites en examinant avec les Pouvoirs Publics la possibilité de résoudre rapidement les difficultés rencontrées lors des procédures, réorganiser les structures pour réaffirmer l'importance de la gestion au sein d'EDF.

En interne, EDF lance en 1980 une nouvelle étude sur l'évolution du coût de construction des centrales nucléaires qui aboutit à un rapport de janvier 1982. L'étude compare le coût brut par kWe installé de Fessenheim 1,2 et celui de Paluel 1,2 : l'augmentation est de 50%. 20 % sont dus aux effets de site et aux particularités des centrales qui deviennent de plus en plus coûteuses compte tenu de la raréfaction des sites et de l'accroissement des contraintes d'environnement qui leur sont imposées; 6 % proviennent des contraintes non spécifiques aux centrales nucléaires (augmentation du coût de l'énergie, réduction des horaires de travail sur les chantiers), 24 % sont dus aux contraintes de caractère technique spécifiques aux centrales nucléaires, visant notamment à accroître la sûreté des installations et leurs performances. Selon Lamiral, «la conclusion suivant laquelle la dérive des coûts des centrales nucléaires était surtout due aux exigences techniques croissantes imposées aux centrales successives, fut admise par les Pouvoirs Publics qui demandèrent aux différentes administrations de modérer l'accroissement de leurs exigences.»⁷⁰⁸

Cette question sera suivie d'une enquête effectuée par l'Inspection Générale des Finances, puis d'une enquête effectuée par la Cour des Comptes.

L'ensemble des exigences de l'autorité de sûreté pour le palier 1300 est rassemblé dans une Lettre d'Orientation du 3 septembre 1979⁷⁰⁹. En ce qui concerne la liste des situations de dimensionnement à prendre en compte, on se situe dans la continuité des exigences du palier 900 : sont définis les incidents de fréquence moyenne dont les conséquences doivent demeurer extrêmement limitées, accidents très peu fréquents dont les conséquences doivent demeurer suffisamment limitées, accidents graves et hypothétiques dont les conséquences doivent demeurer acceptables. Est également donnée la liste des agressions externes qui doivent être prises en compte pour déterminer les protections des installations. Celles-ci sont déterminées par comparaison de leurs conséquences à celles des situations internes de même fréquence. Cependant, le dimensionnement retenu doit de plus pouvoir permettre la mise en œuvre éventuelle de dispositions appropriées s'il apparaissait que certaines situations avaient des conséquences notablement élevées. Pour ces événements de dimensionnement, les objectifs de sûreté doivent être atteints par la conception de systèmes de sauvegarde redondants et la définition de protections appropriées.

Côté EDF, on tient à préciser que «pour répondre à des demandes nouvelles des Autorités de Sûreté, EDF a procédé à des études, dites «hors dimensionnement», de

⁷⁰⁸ Ibid., p. 248.

⁷⁰⁹ Lettre d'Orientation CAB N° 900-MZ du 3 septembre 1979 relative aux obligations et caractéristiques principales de sûreté à appliquer aux futures tranches nucléaires de 1300 MWe du ministre chargé de l'industrie au Directeur général d'EDF.

défaillance de systèmes redondants. Ceci constitue ce que l'on pourrait appeler le 4^e niveau de la défense en profondeur.»⁷¹⁰ Ces nouvelles études portent sur la suppression du circuit primaire en phase liquide, la défaillance du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur lors de transitoires fréquents où il est utilisé, la défaillance du système d'arrêt d'urgence lors de transitoires nécessitant l'intervention de ce système, la défaillance totale des alimentations électriques, défaillance totale de la source froide terminale ou des systèmes assurant le transfert de la chaleur vers celle-ci⁷¹¹.

12.2. Les sites et la contestation

Au cours de la deuxième moitié des années soixante dix en France, la question des sites cristallise tous les problèmes que pose une installation nucléaire. C'est une question où les conflits seront vifs entre les différents acteurs. On peut dire que c'est l'un des rares dossiers où EDF peut être pris en flagrant délit de mensonge par omission. Certains sites proposés et acceptés voient une opposition franche, mais non publique, des experts de sûreté chargés de les analyser, étant donné les risques que fait peser l'environnement sur la centrale ou la trop forte densité de population autour de l'installation. Autour du thème des sites se manifestent également des conflits entre les différentes administrations et ministères, sur fond de contestation antinucléaire.

L'implantation d'une installation nucléaire sur un nouveau site a été l'objet des premières inquiétudes et des premières oppositions à l'énergie nucléaire de la population voisine des terrains sélectionnés. Dès le choix du site de Saclay par le CEA, Frédéric Joliot se rend lui-même sur place pour désamorcer les craintes des populations riveraines. Le choix des sites de Marcoule et de Cadarache voient également une résistance de la population, qui dans le dernier cas obtient la modification des plans des installations prévues. Mais ces oppositions restent très locales et ne marquent pas un rejet de principe de l'énergie atomique.

Les premiers sites à accueillir les réacteurs de production d'électricité d'EDF - Chinon, Saint-Laurent-des-Eaux, Bugey, Brennilis ou Chooz - sont acceptés sans difficulté par l'opinion locale qui y voit, selon EDF, «une chance de développement économique, une chance d'accéder à la modernité.»⁷¹² Le site de Fessenheim est le témoin de la naissance d'une première contestation contre l'implantation d'une installation, contestation qui reste cependant limitée dans les années 1970-71 à des manifestations de quelques centaines de personnes.

Le contexte change en 1974 avec le lancement d'un vaste programme nucléaire

⁷¹⁰ Guimbail, Henri, Auvergnon, Francis, «Les principaux problèmes de sûreté rencontrés dans la définition du palier PWR 1300 MWe», Annales des Mines, Juin 1980, pp. 77-82. Henri Guimbail est chef de la Division Sûreté Nucléaire du SEPTEN d'EDF, Francis Auvergnon est ingénieur à cette même division.

⁷¹¹ Lettre CAB N° 900-MZ du 3 septembre 1979.

⁷¹² Michel Dürr, «Le tournant nucléaire d'Electricité de France», in : Henri Morsel (dir.), Histoire de l'Electricité en France, tome III, Fayard, Paris, 1996, pp. 693-782, p. 769.

décidé par le Premier ministre Pierre Messmer. Les décisions prises le 6 mars 1974 placent à nouveau la question de la sûreté des sites sous les feux de l'actualité. Le temps n'est plus où les techniciens pouvaient choisir quelques sites sans une analyse préalable trop poussée car le nombre de centrales à construire était faible au regard des possibilités offertes. A partir de 1974-1975, l'accélération du programme d'équipement nucléaire fait que 30 à 35 sites nouveaux doivent être trouvés dans les vingt-cinq prochaines années puisque l'on prévoit l'implantation de 150 nouveaux réacteurs pour une puissance de 170 GWe.

12.2.1. La recherche des sites et les procédures administratives

Si le programme d'équipement nucléaire a été décidé au plus haut niveau de l'Etat, c'est EDF qui est chargé de trouver les sites d'accueil des installations. Dans cette opération de sélection EDF est confronté à de nombreuses contraintes technico-économiques.⁷¹³

En effet, il est plus intéressant d'implanter des centrales dans des régions souffrant d'un déficit de production électrique. Les sites doivent être assez spacieux (entre 100 et 200 hectares), accessibles par la route, voire par voie ferrée... Il faut être au bord d'une source froide suffisante (mer ou cours d'eau important) pour l'alimentation du circuit de refroidissement. Le sous-sol des sites doit être suffisamment solide et en dehors de zone trop sismiques. L'environnement industriel pouvant générer des risques sur les installations, on doit se trouver à distance respectable des aéroports, raffineries de pétrole et autres industries à risques. Mais il faut ajouter quelques critères plus inhabituels : les critères biologiques (la vie fluviale et marine), esthétiques (éviter la proximité de sites ou de monuments classés), et l'impact social (création d'emplois dans les régions défavorisées). Dernier critère à entrer en ligne de compte pour l'implantation, la distance par rapport aux grandes agglomérations⁷¹⁴. Toute la difficulté de la tâche de l'Equipe EDF consiste à arbitrer entre ces divers paramètres.

Traditionnellement⁷¹⁵, depuis la loi de nationalisation du 8 avril 1946, EDF, en plus de la construction des ouvrages, se charge de l'acquisition des terrains pour leur implantation et de l'enclenchement des diverses procédures. Les rapports entre EDF et les Pouvoirs Publics sont centralisés par la Direction de l'Electricité, directement pour les rapports avec les ministères, par l'intermédiaire des Circonscriptions électriques pour les rapports avec les autorités départementales. Pour les premières centrales nucléaires

⁷¹³ Cf. Aussourd, Ph., Candes, P., «Le choix des sites des centrales nucléaires», *Annales des Mines*, Janvier 1974, pp. 71-76. Philippe Aussourd est ingénieur des Ponts et Chaussées au SCSIN, Pierre Candes est Chef du Service d'Etudes de Sûreté radiologique au CEA. Ils distinguent les critères propres au producteur d'électricité et les critères d'environnement et de sûreté. Pour ces derniers, ils séparent l'impact de la centrale sur l'environnement de l'impact du site sur la centrale.

⁷¹⁴ Il est difficile de savoir quel poids EDF attribuait à ce dernier critère. Comme le note Louis Puiseux, dans son *Crépuscule des atomes*, Hachette, Paris, 1986, pp. 173-178, ce critère «n'est évoqué que fugitivement [par EDF] et sans commentaire dans les articles de l'époque.» N'oublions pas que dans ces années, la fusion du cœur est considérée comme un événement hypothétique, le dégagement de produits radioactifs en-dehors de l'enceinte encore plus.

⁷¹⁵ Le paragraphe qui suit s'inspire en particulier de l'ouvrage de Georges Lamiral, *Chronique...*, pp. 213 et 231.

comme pour les centrales thermiques, EDF délimite géographiquement la zone d'implantation de la centrale projetée. Le chef de la Circonscription électrique accompagné d'un Contrôleur de l'Équipement d'EDF va trouver le préfet du département pour présenter le projet et lui demander de prendre un arrêté permettant l'exécution de sondages et la reconnaissance du sous-sol. Les travaux effectués, une réunion d'information est organisée sous la présidence du préfet avec des personnalités du département, des Conseillers généraux, des Maires des communes concernées. EDF transmet ensuite une demande de déclaration d'utilité publique, qui n'était pas obligatoire au départ en cas d'acquisition à l'amiable des terrains.

EDF doit ensuite engager les différentes procédures réglementaires visant à obtenir l'autorisation de construction. Différents niveaux de l'administration interviennent alors.⁷¹⁶ A un niveau central, le Service central de protection contre les radiations ionisantes (SCPRI) du ministère de la Santé est chargé depuis 1956 de surveiller les rejets d'effluents radioactifs et leur impact sur la santé et l'environnement. A partir de 1973, le Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN) du ministère de l'industrie étudie plus spécifiquement les rapports de sûreté des installations. Les avis de ces deux services préparent les délibérations de la Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base (CIINB) instaurée en 1963. La CIINB étudie la «demande d'autorisation de création» présentée par EDF, qu'elle sanctionne par la promulgation d'un «décret d'autorisation de création» (DAC).

Outre ces procédures propres au caractère nucléaire des centrales qui sont gérées par les services centraux des ministères précédents, l'ouverture des sites nécessite également le respect par EDF d'autres procédures instruites par différentes administrations : c'est en particulier le cas de la Déclaration d'Utilité Publique (DUP). Mais on recense également une procédure Euratom, des procédures concernant le Permis de construire, les Servitudes aéronautiques, l'Instruction mixte, l'autorisation de prise d'eau, les rejets liquides non radioactifs, toutes procédures du ressort des services préfectoraux ou d'autres administrations locales. Ce sont au total neuf procédures auxquelles sont soumises les centrales nucléaires. Dans sa *Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Electricité de France*, Lamiral constate entre 1960 et 1970 une croissance continue du nombre de textes intéressant chaque procédure. Du côté de la Direction de l'Équipement d'EDF, on mentionne en particulier le rôle du ministère de l'environnement (avec ses différentes appellations successives) à partir de janvier 1971 qui se traduit pour EDF par un accroissement continu de la complexité des procédures à engager, pas seulement pour les centrales nucléaires d'ailleurs. C'est le cas particulièrement après

⁷¹⁶ A partir de 1970, la localisation des centrales commence à poser des problèmes à l'intérieur de la sphère administrative, notamment celles chargées de l'Environnement, des Affaires culturelles et celle de l'Équipement : chaque administration met en avant certains critères qu'il faut concilier, liés à l'équilibre de la production et de la consommation électrique régionale, à la configuration des lignes à haute tension, aux orientations concernant l'aménagement du territoire... Au printemps 1973, deux types de réunions, certaines au niveau national regroupant des hauts fonctionnaires des différentes administrations et d'EDF, d'autres au niveau régional ou départemental, permettent aux responsables d'EDF d'être guidés dans leurs sélection des sites et de dresser en juin 1974 une liste de 51 sites susceptibles d'être équipés jusqu'à la fin du siècle. Pour une description plus précise des enjeux propres à chaque administration, on consultera Oudiz, A., «Le choix des sites nucléaires», in : Fagnani, F., Nicolon, A., (dir.), Nucléopolis. Matériaux pour l'analyse d'une société nucléaire, Presses Universitaires de Grenoble, 1979, pp. 161-222.

1974 où on note côté EDF l'accroissement du nombre de textes intéressant plus particulièrement les effets des installations sur l'environnement. Au total, entre 1958 et 1980, le nombre de textes intéressant les procédures prises en compte aurait été multiplié par presque huit.⁷¹⁷

A partir d'avril 1975, il est prévu qu'EDF présente à l'administration pour les sites envisagés pour ses centrales les résultats d'études d'impacts sous la forme de «dossiers d'impact sur l'environnement». Ces études, qui doivent être conduites très en avance sur les décisions d'implantation des centrales pour qu'à tous les stades des décisions les éléments intéressant l'environnement soient clairement précisés, doivent traiter des impacts de la centrale sur l'atmosphère. Il s'agit des impacts provoqués par les effluents gazeux, les émissions de vapeur ou l'émission d'énergie, les impacts sur le milieu marin ou sur les eaux douces provoqués par les rejets de chaleur qui échauffent ces milieux, et l'impact sur les sites et paysages.⁷¹⁸

En définitive, la procédure d'implantation d'une centrale fait intervenir les services d'une dizaine de ministères, prévoit une dizaine d'organes de contrôle et repose sur plusieurs centaines de textes.

Au-delà de la multiplication des textes, ce sont les procédures liées à l'obtention des sites qui présentent les plus gros obstacles pour EDF, car ce ne sont plus les services centraux techniques des ministères qui interviennent dans ces procédures mais des administrations proches du terrain et plus sensibles aux pressions socio-politiques. Dans son histoire de la Direction de l'Équipement, Michel Herblay parle même à propos des sites de «cauchemar des gestionnaires». Il illustre le sentiment d'impuissance des hommes d'EDF devant l'enlisement de leurs dossiers dans les dédales administratifs, en prenant l'exemple du permis de construire : «La délivrance d'un permis de construire un bâtiment sortant quelque peu de l'ordinaire des maisonnettes n'intervient déjà qu'à l'issue de longues péripéties administratives : on imagine à quelle puissance elles sont portées lorsque les bureaux locaux sont saisis d'un projet de construction nucléaire et que leurs occupants deviennent le point de mire des populations environnantes.»⁷¹⁹

Il est un fait que les difficultés que rencontre EDF avec les différents échelons de l'administration pour l'obtention des sites reflète la montée des préoccupations de l'opinion.

12.2.2. La contestation antinucléaire et les sites

En effet, la deuxième moitié des années soixante-dix est marquée par une opposition

⁷¹⁷ Cf. Lamiral, op. cit., p. 228.

⁷¹⁸ Saglio, J.-F., «Implantation des centrales nucléaires et environnement», *Annales des Mines*, mars-avril 1976, pp. 139-144. Saglio est ingénieur en chef des Mines, Directeur de la Prévention des Pollutions et des Nuisances au Ministère de la Qualité de la Vie. Une loi sur la protection de la nature et l'environnement est promulguée le 10 juillet 1976, mais EDF ne se soumettra à ces nouvelles contraintes qu'à partir de 1978, après publication des décrets d'application.

⁷¹⁹ Herblay, Michel, *Les hommes du fleuve et de l'atome*, La Pensée Universelle, Paris, 1977, p. 247.

vigoureuse à l'énergie nucléaire. Cette opposition se traduit par une contestation de l'implantation de ces installations au niveau des sites, où se rejoignent populations locales inquiètes et opposants irréductibles à l'énergie nucléaire. Même si les préoccupations à propos de la sûreté proprement dite ne sont qu'une des composantes de ces oppositions, il est nécessaire de restituer le contexte de montée de la contestation antinucléaire, car le débat sort désormais du cercle des spécialistes pour rencontrer le grand public. Il ne s'agit pas ici de prétendre à une quelconque exhaustivité mais de donner les traits principaux de ce mouvement auquel sont confrontés les différents acteurs du nucléaire en France, et EDF en premier lieu.

Les travaux sur le mouvement antinucléaire en France sont très nombreux. Pour montrer le nouveau contexte socio-politique qui entoure le développement de l'énergie nucléaire au cours de la décennie soixante-dix, nous nous appuyons en particulier sur l'ouvrage de James Jasper⁷²⁰, qui synthétise l'essentiel des références sur le sujet.

Avant 1973, le mouvement antinucléaire en France est relativement faible, à l'image du programme nucléaire. Cependant, de 1969 à 1971 un mouvement environnementaliste émerge, influencé par ce qui se passe aux Etats-Unis. En 1976 on compte une dizaine de milliers de groupes environnementalistes ou de protection de la nature. En 1971, différentes parties du mouvement écologiste se lancent dans l'activisme antinucléaire, ce qui se traduit par des manifestations contre les réacteurs de Fessenheim et Bugey. Deuxième composante de l'opposition avant 1973, le syndicat CFDT : des raisons philosophiques quant à la signification du progrès technique, les conditions de travail dans l'industrie nucléaire amènent l'organisation syndicale à critiquer le programme électronucléaire après l'adoption du PWR. Ce sont les militants du CEA ou ceux des Etudes et Recherches d'EDF qui coordonnent les activités du syndicat et sont les rédacteurs des livres publiés par la CFDT sur l'énergie nucléaire. Marginale jusque-là, l'opposition à l'énergie nucléaire devient massive après le lancement du plan Messmer d'équipement nucléaire, et en particulier après l'annonce le 2 décembre 1974 par le ministre de l'industrie, Michel d'Ornano, d'une campagne d'information sur l'énergie nucléaire. Pour contrer l'opposition croissante à l'énergie nucléaire et répondre aux critiques d'opacité des décisions, le gouvernement entend rendre publics les plans français en matière nucléaire en autorisant les assemblées régionales à débattre des implantations de réacteurs. Ces consultations régionales ne portent pas sur l'opportunité du programme lui-même, mais uniquement sur le choix des sites. Un fascicule d'une quarantaine de pages est envoyé aux 36 000 maires, vantant les mérites de l'énergie nucléaire. Cette initiative du gouvernement met le feu aux poudres : en effet, les documents émis par le gouvernement donnent une liste de 35 sites envisagés pour la construction de réacteurs. Jusque-là localisée, l'opposition se généralise et s'unifie face à un ennemi devenu commun.

A côté des écologistes comme les Amis de la Terre et de journaux comme *La Gueule Ouverte* déjà susceptibles d'organiser la contestation antinucléaire, des scientifiques se mobilisent, particulièrement au Collège de France et à l'Université d'Orsay, avant tout

⁷²⁰ Jasper, James M., *Nuclear Politics. Energy and the State in the United States, Sweden, and France*, Princeton University Press, Princeton, 1990, pp. 149-177.

parmi les scientifiques de la physique nucléaire et la physique des particules⁷²¹. Ceux-ci contestent la légitimité du plan Messmer annonçant ce programme colossal de «200 réacteurs pour l'an 2000», dont 40 surrégénérateurs.

Un «appel des 400» est lancé en février 1975, signé dans un premier temps par 400 puis 4000 scientifiques, réclamant un arrêt du programme électronucléaire français tant qu'il n'y aurait pas eu de consultation des populations, et la prise en compte de problématiques comme la sûreté, le devenir des mines d'uranium ou les déchets. Un mois plus tard, un groupe d'Orsay parmi ces scientifiques rédige un contre-commentaire au fascicule de d'Ornano, intitulé «risques et dangers du programme électronucléaire français» qu'ils envoient aussi aux 36 000 maires. Certains d'entre ces scientifiques forment en décembre 1975 le Groupement des Scientifiques pour l'Information sur l'Energie Nucléaire (GSIEN), qui compte au départ près de 300 membres. Ils reçoivent le soutien des Amis de la Terre, et travaillent en étroite collaboration avec les militants de la CFDT qui leur communiquent nombre d'informations techniques, qu'ils publient dans leur revue la *Gazette Nucléaire*, qui existe toujours.

Le programme Messmer est également contesté par des économistes. L'Institut Economique et Juridique de l'Energie (IEJE) de Grenoble en particulier publie un rapport très critique sur les bases économiques justifiant ce plan. Au sein même d'EDF, un économiste devient célèbre par son opposition, Louis Puiseux. Mais la critique du programme provient également du sein des économistes du Ministère des Finances.

Au niveau politique, en face d'une droite pronucléaire, la gauche est plutôt divisée entre un parti communiste plutôt favorable aux centrales nucléaires et un parti socialiste partagé sur la question. L'opposition s'attaque plus au programme présenté par le gouvernement qu'elle ne s'oppose par principe à l'énergie nucléaire. Le parti socialiste maintient cependant l'espoir parmi les contestataires qu'une fois au pouvoir, il infléchirait la politique nucléaire : il nationaliserait les groupes industriels impliqués dans l'énergie nucléaire et rendrait le contrôle de la sûreté complètement indépendant de l'industrie nucléaire et de ses objectifs de profit. Le PSU, lui, appelle à un moratoire. Pour la gauche, le programme électronucléaire de Messmer et Giscard est dénoncé comme étant le prétexte à passer des commandes à l'industrie privée.

⁷²¹ Monique et Raymond Sené, animateurs du Groupement de Scientifiques pour l'Information sur l'Energie Nucléaire depuis les débuts, expliquent que les scientifiques furent poussés à intervenir dans le débat électronucléaire par deux courants principaux. D'une part les physiciens nucléaires et des particules furent sollicités par la population inquiète par le fait qu'EDF avait commencé à prospecter dans toutes les directions : cherchant des informations sur ce qu'était un réacteur nucléaire - EDF et le CEA refusant de répondre - les gens se sont tournés vers les chercheurs du CNRS qui semblaient les plus proches de ces questions, même si ces derniers ne s'étaient pas intéressés à l'énergie nucléaire jusque-là et ne savaient guère mieux ce qu'était un réacteur. Une autre interrogation, interne à la communauté scientifique du CNRS, venait de la commission qui est chargée d'établir les rapports de conjoncture établissant des perspectives de recherche pour les années à venir. Un rapport rédigé par deux membres de la commission avait choqué puisqu'il affirmait en substance qu'enfin l'énergie nucléaire allait prendre la place qu'elle mérite, que l'atome civil allait décoller. Les gens de la discipline ont critiqué les bases permettant d'affirmer une telle chose, étant donné que personne ne s'était jamais interrogé au CNRS sur la place de l'énergie nucléaire civile, et ont refusé de donner un tel blanc seing. C'est ce qui a poussé la commission à étudier les choses. Un groupe de travail fut mis sur pied, qui rédigea un rapport critique, qui fut finalement adopté par la commission du CNRS. D'après un entretien avec Monique et Raymond Sené.

L'opposition au programme électronucléaire ne s'intéresse pas qu'aux questions de sûreté mais dénonce les dangers et inconvénients du nucléaire : danger pour la paix, car les activités nucléaires sont étroitement liées aux activités militaires, danger pour la santé à cause des pollutions radioactives, crainte des accidents, question des déchets, réchauffement des eaux marines ou des rivières, danger pour les libertés car le nucléaire serait porteur d'une société policière par la multiplication des installations et des transports de matières à surveiller.

Sur le terrain, des associations se constituent localement pour s'opposer aux implantations : la contestation touche un grand nombre de sites : Creys-Malville, Flamanville, le Pellerin, Golfech, Cruas, Saint-Etienne-des-Sorts, Cattenom, Plogoff, Braud-et-Saint-Louis...⁷²²

Sans rentrer dans les détails des mobilisations, on retient les manifestations de juillet 1977 à Creys-Malville en Isère, site devant recevoir le premier Surgénérateur Superphénix, non loin des villes universitaires de Lyon, Grenoble et Genève. L'opposition antinucléaire reçoit le soutien des populations locales, de scientifiques des grandes villes voisines, et le conseil général organise un débat public sur l'utilisation de l'énergie nucléaire. Ces manifestations marquent le sommet de la contestation, qui décline par la suite : le 30 juillet, les CRS répriment brutalement l'occupation du site par plusieurs dizaines de milliers de personnes, tuant un manifestant, en blessant cinq autres très sérieusement.

Un autre haut lieu de la contestation se situe sur le site de Plogoff en Bretagne. Alors que le projet d'installation d'une centrale nucléaire est accepté par le conseil régional dès mars 1975, agriculteurs et marins-pêcheurs bretons sont rejoints par des contestataires d'autres localités pour s'opposer à cette implantation. Manifestations, occupations du site par des milliers de personnes ne parviennent pas à modifier l'opinion du Conseil régional qui réaffirme sa volonté de construction. Le projet est finalement abandonné, comme gage à son électorat, par le gouvernement de gauche arrivé au pouvoir en 1981. L'ensemble du programme prévu sera lui poursuivi en l'état.

12.2.3. EDF en première ligne

Une parenthèse certes un peu anecdotique permet d'illustrer la vivacité du débat autour du programme lancé par EDF, critiqué de toutes parts, sous de nombreux angles. Le 11 juin 1975, Marcel Boiteux, président d'EDF, visiblement agacé, s'estime contraint de répondre dans le Journal *Le Monde* aux critiques sévères émises quant à la validité des études économiques présentées par EDF pour justifier ce programme. En effet quelques jours plus tôt, les calculs économiques d'EDF avaient été mis en doute dans les colonnes de ce même journal par un économiste, Michel Henry, directeur du laboratoire d'économétrie de l'Ecole polytechnique. Marcel Boiteux explique tout d'abord ses réticences à prendre part à la polémique car répondre, explique-t-il, présente toujours le risque de placer l'antithèse au même niveau que la thèse et lui donne un crédit inespéré. Alors que la polémique enfle entre experts mobilisés par les opposants et experts d'EDF,

⁷²² Pour ce dernier site, on peut consulter la monographie d'Alexandre Nicolon, «Analyse d'une opposition à un site nucléaire», in : Fagnani, F., Nicolon, A., (dir.), Nucléopolis..., pp. 223-316.

Boiteux rejette tout d'abord ces faux débats médiatisés : «Ronde ou plate, la Terre ? Pour peu que la controverse s'amplifie, la télévision héritera du sujet et, soucieuse d'impartialité, donnera très naturellement un temps de parole égal aux tenants des deux thèses : dix minutes pour ceux qui prétendent que la Terre est ronde, dix minutes à ceux qui savent qu'elle est plate. Chaque camp enverra ses meilleurs experts pour qu'ils ne soient pas pris de court. Le débat sombrera dans l'ésotérisme, et le public, complètement perdu, en retiendra que la chose n'est pas claire : ronde ou plate, la Terre ? Carrée peut-être...» Après avoir répondu à un certain nombre de critiques émises à l'encontre des chiffres économiques avancés par son entreprise, Boiteux conclue sur le fond des critiques selon lesquelles les décisions prises l'auraient été sur la base d'études d'EDF simplistes, à l'image des brochures distribuées par EDF auprès du public : l'irruption du public dans le débat nucléaire bouleverse les habitudes de dialogue jusque-là mené exclusivement entre spécialistes d'EDF et de l'administration. EDF doit améliorer sa communication. «Lorsque l'opinion publique s'est brusquement intéressée aux affaires nucléaires, explique Boiteux, nous nous sommes trouvés pris de court : nous étions outillés pour dialoguer avec les pouvoirs publics et étayer leurs décisions, mais nous n'avions jamais pensé que nous serions un jour requis par l'opinion pour en débattre nous-mêmes. Parmi les documents exigés par les procédures d'autorisation des centrales (qui rempliraient, pour chacune, plusieurs rayons de bibliothèque), parmi les nombreuses études faites au fil de questions posées par les pouvoirs publics ou par les services eux-mêmes dans diverses hypothèses énergétiques et économiques, parmi les documents obtenus en exécution de contrats passés avec des laboratoires universitaires ou des sociétés d'étude, aucun tri n'avait été fait des textes susceptibles de satisfaire le besoin d'information du public. Les quelques documents élémentaires qui avaient été préparés à l'époque où il fallait forcer l'attention des gens pour qu'ils veuillent bien nous lire étaient jugés scandaleusement simplistes par nos censeurs; les études approfondies, hautement spécialisées, apparaissaient pour la plupart parcellaires et hors de portée. Il a fallu rechercher dans les dossiers des textes qui se suffisent à eux-mêmes, et rédiger des papiers qui passent mieux entre les deux écueils du simplisme et de l'ésotérisme. Ces documents ont fait l'objet d'une liste largement diffusée.»⁷²³

EDF range ses dossiers et dépêche à partir de là quelques ingénieurs qui se spécialisent dans la communication avec le public. Mais, comme nous le verrons plus loin, ils ne disent pas tout. Or pour que le public puisse poser de bonnes questions, il faut qu'il ait de vraies informations. Et sur ce point, EDF fera toujours montre d'une grande difficulté à communiquer spontanément ses dossiers, l'administration n'étant pas plus inclinée à rendre publiques les informations produites par ses experts.

12.2.3.1. Le sentiment d'abandon des hommes de l'Équipement

⁷²³ Marcel Boiteux, «EDF a longuement étudié le programme électronucléaire», Le Monde, 11 juin 1975. Marcel Boiteux conclue son article de façon polémique à l'encontre de M. Henry qui appuyait ses critiques d'après les documents mis par EDF à disposition du public : «C'est de ceux-ci que M. Henry dénonce «l'indigence scientifique». J'avoue... nous n'avions pas eu le temps de mettre en ordre les dossiers de synthèse élaborée qui seraient adaptés au petit nombre de théoriciens de son niveau.» L'article de Marcel Boiteux est cité en annexe au livre de Louis Puisseux, Crépuscule des atomes, Hachette, Paris, 1986, pp. 264-265.

Les difficultés rencontrées dans les procédures d'obtention des sites provoquent chez les techniciens un sentiment de trahison par les «politiques». A l'Équipement d'EDF, on règle quelques comptes. A propos du site de Plogoff, on rappelle que c'est le préfet qui «exprima le désir que le choix du site, parmi les sites possibles fût laissé aux instances régionales et demanda à EDF de mettre au point son projet discrètement, sans rapport avec les populations locales.»⁷²⁴ C'est ce qui expliquerait que les habitants eurent par la suite l'impression d'être méprisés par EDF.

Les techniciens d'EDF ont la forte impression d'avoir servi de bouclier pour le gouvernement face à la population : «L'engagement à partir de 1974 d'importants programmes nucléaires résultait directement de la volonté du gouvernement. Dans ces conditions on aurait pu penser que les Pouvoirs Publics feraient leur affaire de la réponse à la contestation nucléaire ainsi que du déroulement et de l'aboutissement des procédures nécessaires aux implantations d'ouvrages afin qu'EDF et plus précisément la Direction de l'Équipement n'eût qu'à remplir sa mission qui était de construire des ouvrages. En fait, les Pouvoirs Publics laissèrent pratiquement à EDF toute la charge de la justification des programmes nucléaires et de l'implantation des centrales. EDF dut créer et développer des services de documentation et d'information, organiser des réunions contradictoires à différents niveaux et organiser des voyages de groupes. Certains ministères et administrations, au lieu d'aider EDF dans ses actions se comportèrent en véritables censeurs, comme ils l'auraient fait avec un particulier voulant implanter des installations dangereuses.»⁷²⁵

En effet, la complexité du processus due aux nombreuses procédures préalables à l'ouverture d'un site, la pression de l'opinion et des opposants, conduisent en 1976-1977 à un enlisement qui risque de perturber profondément le déroulement du programme. En 1977, on constate à la Direction de l'Équipement l'indisponibilité de plusieurs sites pour la date programmée de leur mise en chantier. «Quatre sites nouveaux affectés aux années de programme 1977-78-79 étaient frappés d'«indisponibilité administrative», laquelle paralysait ainsi 10 600 MW destinés à entrer en service industriel en 1982-85. La hiérarchie des critères de choix se trouvait donc bouleversée, et caduques les études comparant les facultés d'insertion dans l'environnement géographique, économique et humain. Défaits aussi, les marchés optionnels passés avec les fournisseurs. Plus rien ne comptait qu'une réponse à la question primaire : où implanter immédiatement les tranches nucléaires inscrites aux programmes et dont le défaut empêcherait, quelques années plus tard, EDF de remplir son devoir de service public en desservant correctement les besoins de la consommation ?»⁷²⁶

Cette notion de service public revient souvent comme justification. Une procédure clé de l'implantation fait d'ailleurs référence à l'Utilité Publique des constructions.

⁷²⁴ Lamiral, op. cit., p. 223.

⁷²⁵ Lamiral, op. cit., p. 233.

⁷²⁶ Herblay, op. cit., p. 247.

12.2.3.2. EDF et le service public, la Déclaration d'Utilité Publique

Un sentiment partagé par les hommes de l'Équipement d'EDF est que la procédure française d'enquête d'utilité publique, malgré certains aspects critiquables, correspondait à l'esprit de l'époque. On tient à attirer l'attention de l'historien sur le fait qu'il est très difficile aujourd'hui de se replacer dans l'état d'esprit des années soixante et des années soixante-dix, à cause du basculement des mentalités au cours des années soixante-dix : «l'état d'esprit à ce moment-là et en tout cas l'état d'esprit qui était le nôtre, et qui correspond parfaitement à l'état d'esprit pour les années soixante, c'était : le service public. Et la notion de service public, mais au sens le plus large du terme, l'utilité, cela avait un sens ! La déclaration d'utilité publique, c'était quelque chose à quoi on croyait ! On ne faisait pas cela pour le plaisir ! Si on faisait une centrale, c'est que réellement elle était d'u-ti-li-té publique, il la fallait pour fournir son électricité à la nation.»⁷²⁷

Avec le recul, le technicien est conscient que ce langage peut sembler de la langue de bois «parce que c'est devenu de la langue de bois par la suite», mais, précise un cadre de l'Équipement, cela n'était pas de la langue de bois pour ceux qui équipaient la France en centrales à l'époque, qui estimaient que le pays avait absolument besoin de ces usines.

Les hommes de l'Équipement participaient encore de l'état d'esprit des années 1945-46, de reconstruction, voire de construction d'un pays. Dans la tradition des hydrauliciens et thermiciens classiques, la réalisation du programme nucléaire s'inscrivait dans la poursuite de l'effort des années d'après-guerre. Or, pour les hommes de l'Équipement, l'explication de l'opposition à l'énergie nucléaire, nouvelle par rapport aux années d'après-guerre, est que l'urgence qu'ils ressentent est moins partagée par la population : «Bon, et puis on l'a fait. Et puis maintenant, ce qui est fait n'est plus à faire, et la façon dont on le considère est complètement différente. Et mieux encore, elle devient presque incompréhensible. Faire déclarer une centrale d'utilité publique, bien on dira : "oui, ça a une certaine utilité, mais pour vous, c'est pour gagner du fric !" C'est une utilité qui est devenue marginale. Quand il y en avait peu, ça n'était pas marginal. La façon de faire était différente, et au fond, c'est ce qui explique que si les centrales et les sites ont été acceptés sans trop de difficultés pour les premières, c'est parce que l'opinion dans son ensemble avait encore la notion d'utilité publique.»⁷²⁸

Certains opposants notent que la procédure conduisant à la Déclaration d'Utilité Publique ne comporte une consultation du public qu'un peu formelle. Cette procédure aurait même été détournée de ses objectifs initiaux par EDF. Ils montrent que le recours à la procédure d'utilité publique s'est généralisée en matière d'implantation de centrales nucléaires parce que pour EDF, il est apparu plus simple et plus rapide de regrouper certaines enquêtes préalables en une seule. «[La Déclaration d'Utilité Publique] est mise en avant dans le but de conférer à chaque centrale l'aura démocratique qui fait défaut à l'ensemble du programme»⁷²⁹ La Déclaration d'Utilité Publique est précédée d'une

⁷²⁷ Entretien avec Michel Dürr.

⁷²⁸ Ibid.

enquête publique qui était utilisée traditionnellement pour justifier l'expropriation des terrains pour des objectifs industriels. Jusqu'en 1973, qu'EDF soit ou non propriétaire des terrains du site, le décret d'autorisation de création ne pouvait intervenir qu'après la déclaration effective de l'utilité publique (DUP) suivant la consultation du Conseil d'Etat. En pratique, cette procédure est utilisée même quand aucun besoin d'expropriation n'est nécessaire. L'enquête sert de substitut à toutes les autres procédures de consultation de la population nécessaires pour l'attribution du décret d'autorisation de construction. Depuis le décret du 27 mars 1973, il suffit simplement que l'enquête se soit déroulée pour que puisse intervenir l'autorisation (DAC), avant même la publication de la déclaration d'utilité publique.

Les opposants dénoncent le simulacre de consultation du public que constitue l'enquête. Officiellement, pendant toute la durée de l'enquête qui dure environ deux mois, la population concernée est informée du dossier à la mairie ou à la préfecture. Des commentaires peuvent être écrits sur un registre ou envoyés directement au commissaire enquêteur. En pratique, les documents disponibles sont incomplets à ce niveau, ne serait-ce que parce que les aspects techniques n'ont pas été complètement examinés au moment de l'enquête. Par exemple, la question du rejet des effluents thermiques ou radioactifs est à peine traitée, car ceux-ci sont soumis à une autre procédure d'autorisation, postérieure à l'enquête d'utilité publique et qui n'offre aucune possibilité d'un contrôle par le public. Il en va de même pour les études d'impact sur l'environnement, une partie nécessaire du dossier public depuis 1978. Certains font remarquer de plus que le commissaire enquêteur ne dispose que rarement des compétences nécessaires pour évaluer les différentes parties du dossier comme les commentaires écrits, auxquels il n'est d'ailleurs pas dans l'obligation de répondre : c'est le plus souvent un agent administratif en retraite ou qui n'effectue ce type d'activité qu'occasionnellement, avec une formation inadéquate.⁷³⁰ Enfin, le requérant, EDF, souvent n'attend pas l'obtention de la Déclaration d'Utilité Publique pour commencer différents travaux préliminaires. Et une fois que le décret d'autorisation de création est obtenu, il n'y a plus de possibilité pour quelqu'un d'extérieur d'intervenir.

La question de l'utilité publique est une question éminemment politique. Les techniciens d'EDF peuvent considérer comme égoïste l'opposition de certains riverains ou d'associations antinucléaires s'opposant à la construction de centrales sur certains sites, alors que l'électricité est un bien nécessaire au bien-être de tous. Ils peuvent estimer qu'il est donc de l'intérêt du public de construire des centrales nucléaires pour équiper la France en électricité et assurer son indépendance énergétique. Mais le public peut, lui, estimer que ce programme n'est pas aussi important que cela, que les besoins ne sont pas si élevés, que l'électricité d'origine nucléaire n'est pas la réponse, et que sous prétexte de servir le public ce sont des intérêts privés qui sont privilégiés. Le programme d'équipement nucléaire représente un pactole pour l'industrie privée, et EDF, entreprise publique, assure les commandes pour Framatome, Alstom et PUK

⁷²⁹ Colson, Jean-Philippe, *Le nucléaire sans les Français. Qui décide ? Qui profite ?*, François Maspero, Paris, 1977, p. 127.

⁷³⁰ D'après Bénédicte Vallet, *The Nuclear Safety Institution in France : Emergence and Development*, Ph.D. dissertation, New York University, 1986, p. 180.

(Péchiney-Ugine-Kuhlmann) pour des dizaines d'années, s'endettant pour cela auprès des grandes banques auxquelles elle assure des intérêts là aussi pour des dizaines d'années.

12.2.3.3. Dissimulation ?

Rétrospectivement, on reconnaît à la Direction de l'Équipement que cette procédure de déclaration d'utilité publique avait des aspects critiquables. Le plus critiquable était le fait que les ingénieurs dépêchés pour répondre aux questions des populations n'y répondaient souvent que de façon superficielle. Peu informés, les gens posaient des questions toujours les mêmes, et les émissaires d'EDF leur fournissaient la réponse générale, prévue à l'avance. Parfois, certaines questions auraient mérité des réponses plus approfondies. Car des problèmes de sûreté étaient discutés en interne, parfois non résolus mais en cours d'étude. Or le sentiment dominait que le dialogue n'était pas possible. Exprimer ses doutes, ses craintes ou tout simplement les sujets d'études non résolus, les zones d'incertitudes, pouvait faire craindre que le débat ne s'envenime et que l'opposition se renforce. «Cela a toujours été mon regret dans cette affaire-là, c'est que les positions soient si hargneuses et si tranchées, et qu'on ne puisse pas discuter sans que ça soit tout de suite une guerre de religion», indique un homme de l'Équipement qui eut souvent à débattre avec le public.

Est-ce de la langue de bois quand côté EDF on affirme qu'il n'existe pas de points sur lesquels les questions posées par les opposants aient soulevé un problème nouveau ? Certains experts confirment le fait que les opposants n'ont jamais soulevé de questions de sûreté qui n'aient été déjà traitées ou en train de l'être⁷³¹. Les seules fois où ils ont pu soulever un problème réel, avoir connaissance d'un problème en cours d'examen, c'est parce que quelqu'un d'EDF ou des départements d'expertise leur avait livré le dossier. Ce faisant, ceux qui commettaient cette indiscrétion ne faisaient qu'apporter leur soutien inconscient à tel ou tel camp qui avait intérêt à influencer telle ou telle décision. C'est ainsi que certains documents de travail, éléments d'études, s'échappaient des Régions ou des Services Centraux de la Direction de l'Équipement et tombaient aux mains d'opposants qui les utilisaient pour condamner le nucléaire, alors que les sujets en question étaient en cours d'examen, avant que les études aient apporté une réponse au problème.

Au-delà de ces querelles de type roman d'espionnage, qui révèlent une certaine «tradition d'opacité héritée de l'histoire de la Direction de l'Équipement»⁷³², une question de fond se pose aux scientifiques qui travaillent sur des sujets techniques pointus touchant à la sécurité du public : quand et que faut-il communiquer à l'extérieur de l'institution ? Car à la limite, affirme-t-on, tous les thèmes de l'ingénieur sont importants, tous les sujets touchant aux fonctions de sûreté peuvent être jugés importants. Ils le sont d'ailleurs par destination si par la suite un incident incrimine tel ou tel point. Un argument récurrent chez les ingénieurs d'EDF est qu'on ne peut pas communiquer tous les dossiers, d'abord parce que personne n'y comprendrait rien, ensuite parce que cela serait

⁷³¹ D'après un entretien avec Pierre Tanguy.

⁷³² Si l'on en croit les propres termes de Michel Herblay, op. cit., p. 251.

affoler inutilement en faisant croire à l'opinion que les ingénieurs ne savent pas comment traiter tel ou tel problème épineux qu'ils sont en train d'examiner.

Le même type de problème de communication se pose aux ingénieurs de l'Équipement à propos du choix des sites : quand faut-il commencer à parler à l'extérieur des études menées sur les sites. Car après les études dans les bureaux, il faut aller regarder sur place comment les choses se présentent par rapport à la carte : outre la géologie, il faut savoir quelle est la répartition de la population, comment les terres sont cultivées etc. Et il faut mener ce type d'investigations dans de nombreux endroits. Mais à partir du moment où la population commence à remarquer les prospecteurs d'EDF, les critiques surgissent, comme le relate un témoin d'EDF : « *“Aaahhh, naturellement c'est derrière notre dos, on n'est pas prévenu, on nous cache les choses !” Si vous allez voir les élus : “Naturellement, on est allé voir les élus, on n'a pas prévenu la population !” Puis l'Administration vous dit : “Mais qu'est-ce que c'est que cette histoire, vous ne nous en avez pas parlé.” Si vous en avez parlé à l'Administration, à ce moment-là c'est l'élu qui s'insurge : “moi, je dois être le premier...”. Ils sont tous les premiers à devoir être prévenus. Bon, et puis là-dedans, vous étudiez quatre-cinq possibilités et puis vous n'en prenez qu'une, si même vous la retenez ! Alors, au moment où vous y allez on vous dit : “Comment, mais dites-donc, j'ai une quantité d'études qui ont été faites, comment ça se fait que je n'ai pas été retenu !” Et ça recommence, et on vous accuse de dissimuler quelque chose.»*⁷³³

Si les ingénieurs d'EDF sont intarissables pour dénoncer les difficultés des procédures politico-administratives, le fait est que du côté d'EDF on ne dit pas tout. Les problèmes que les techniciens découvrent et qu'ils sont en train d'étudier ne sont pas évoqués en public, de peur, affirme-t-on, que les opposants s'en emparent, les médiatisent et transforment des problèmes anodins en autant d'arguments justifiant une condamnation irrémédiable du nucléaire en s'appuyant sur les peurs irraisonnées de l'opinion. Mais ce confinement de l'information est aussi le fruit d'un calcul : certes, certaines craintes de la population peuvent apparaître irrationnelles, mais certaines sont fondées, en particulier l'opposition à l'implantation sur certains sites, dont nous verrons que les experts du CEA considéraient pour certains d'entre eux qu'ils n'étaient pas appropriés. Ceci n'empêchera pas EDF de se battre pour que des tranches y soient malgré tout implantées. Or les craintes des experts ne sont pas rendues publiques, elles sont destinées à l'administration, qui a elle l'autorité. De fait, le champ est laissé libre pour les promoteurs de présenter l'opposition du public à certains sites comme irrationnelle, due à un manque de connaissances, à l'ignorance des techniques nucléaires...

Laissé seul face à l'opinion, EDF dépêche des émissaires pour justifier ses projets. De son côté le pouvoir reprend en mains les services administratifs pour mettre un terme aux résistances larvées qui se manifestent dans la lenteur du traitement des procédures d'autorisation, qui menacent l'ensemble du programme. «Tout rentre dans l'ordre» selon Dürr, après que le Premier ministre, Raymond Barre, eut fait définir par une commission interministérielle créée en janvier 1978 et présidée par le Délégué Général à l'Énergie «un programme normalisé d'enchaînement des différentes procédures relatives à

⁷³³ Entretien avec Michel Dürr.

l'implantation et à la réalisation des centrales électronucléaires et des principales lignes de transport de l'énergie électrique.»⁷³⁴ Le 7 mars 1978 le premier ministre fait notifier par le ministre de l'industrie, du commerce et de l'artisanat, René Monory, aux préfets et aux chefs des services interdépartementaux de l'Industrie et des Mines les modalités d'organisation pour accélérer les procédures. C'est donc un sévère rappel à l'ordre, un préfet ou un chef d'administration est remplaçable dans l'heure.

12.3. Les experts et les sites

Qu'en disent les experts du CEA chargés d'étudier la sûreté pour le compte de l'Administration ? A l'extérieur, pas grand chose. En interne, on discute des principes d'évaluation des sites. Mais la comparaison des différents sites, leur classement et les avis défavorables qu'ils émettront sur certains sont réservés à l'autorité administrative qui ne les rend pas publics.

12.3.1. Une question urgente

Pour les experts, la question des sites se pose avec une acuité nouvelle depuis le lancement du plan Messmer. Deux raisons liées à l'augmentation du nombre de tranches nucléaires expliquent ce changement. Une première raison provient des conséquences de la centrale sur son environnement, parce qu'on doit désormais tenir compte des rejets en fonctionnement normal. Jusque-là en effet, l'examen des conséquences du fonctionnement d'une installation sur l'environnement se limitait à étudier les conséquences d'un ou plusieurs accidents graves envisagés pour le dimensionnement de l'installation. Le fonctionnement normal dont l'influence sur l'environnement était négligeable n'était pas pris en compte. La concentration des installations sur un même site conduit à étudier également les conséquences du fonctionnement normal sans incident grave. Une deuxième raison provient du fait que le site lui-même et son environnement peuvent être cause d'accident pour l'installation nucléaire. C'est l'environnement au sens global qui est incriminé, qu'il soit environnement naturel (on prend en compte des agressions externes, d'origine naturelle et en premier lieu les séismes, les inondations, ou les cyclones), ou environnement industriel (chocs, explosions, déflagrations, produits toxiques...)

Le problème des sites n'est pas nouveau pour la communauté nucléaire, puisque la contestation fait rage autour de cette question, en particulier aux Etats-Unis depuis 1965. La littérature est nombreuse sur le sujet : le premier symposium de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique comportait déjà en 1962 une section sur l'implantation des réacteurs nucléaires sur un site. Le congrès tenu à Vienne en 1967 consacré à la question des sites par cette même agence avait vu l'affrontement d'un certain nombre de conceptions en matière de critères pour la sélection des sites : dans sa célèbre allocution, le Britannique Farmer proposait au nom d'une évaluation probabiliste un relâchement du critère concernant l'éloignement par rapport aux centres fortement urbanisés.⁷³⁵ Les Français s'opposaient à cette conclusion et mettaient l'accent sur la

⁷³⁴ Dürr, Michel, op. cit., p. 768.

distance comme facteur de sûreté intrinsèque d'un site : un choix judicieux de la position de la centrale sur son site peut diminuer les conséquences d'un accident, l'éloignement raisonnable par rapport aux grandes agglomérations peut également diminuer les conséquences d'un accident et fournir des critères sur les valeurs à donner à cet éloignement.⁷³⁶

Un canevas pour l'étude des sites est proposé par l'AIEA en 1971⁷³⁷, qui établit des doses de référence (doses admissibles en cas d'accident) s'inspirant de la méthode américaine : aux Etats-Unis, les caractéristiques du site sont reliées aux différents types de rejets accidentels. La législation américaine du 100CFR100 (Reactor Site Criteria de 1962) fixe des cibles : on accepte une exposition de 25 rem, en 2h pour la zone d'exclusion autour de la centrale (quelques centaines de mètres), pendant toute la durée de l'accident pour la zone d'évacuation (plusieurs kilomètres). Le 10CFR100 fixe des critères de distance en fonction de la puissance des réacteurs et de la densité de la population voisine du site, avec l'idée de protéger les populations des grands centres contre les doses excessives de radioactivité par le facteur distance. Cependant, le 10CFR100 autorise une flexibilité qui permet de compenser les caractéristiques défavorables du site par l'adaptation de l'installation dans le sens du renforcement des mesures de sûreté : la réduction des distances n'est limitée que par le degré d'efficacité attribué aux dispositions de sûreté et par la proximité des très grandes villes.

Ce type de norme basé sur la dose pour des cibles n'est pas retenu en France, et la CIINB chargée d'attribuer les autorisations de création des installations s'attache elle à la tenue des barrières s'opposant au transfert de la contamination vers les points sensibles du site. Dans le cas français, qui s'inspire des propositions de l'AIEA de 1971, une partie des rapports de sûreté doit être consacrée au site⁷³⁸ : les renseignements qui doivent être fournis par l'exploitant concernent en particulier la distribution de la population entourant le site en fonction de la distance et de la direction, l'utilisation des terrains, la météorologie, la géologie, l'hydrologie, la sismologie et l'écologie du site. Mais on insiste de plus en plus sur l'évolution future de l'environnement de la centrale (augmentation de la population, développement des zones industrielles...). Le débat entre experts se poursuit au congrès suivant de l'AIEA, à Jülich en 1973.

La nécessité d'ouvrir de nouveaux sites pose un problème à l'autorité administrative, le SCSIN, qui souhaiterait codifier les critères d'acceptation pour guider ceux qui ont la

⁷³⁵ En Angleterre, la législation sur les sites pour un type de réacteur a été modifiée en 1969 après un fonctionnement jugé satisfaisant de la filière AGR, où des sites semi-urbains ont été proposés et acceptés. Cependant le plan de développement des abords immédiats d'une centrale nucléaire doit être approuvé par les contrôleurs d'Etat spécialisés.

⁷³⁶ Voir le chapitre intitulé «Le cheminement vers l'affirmation d'une position française en matière de sûreté.»

⁷³⁷ AIEA, «Présentation et contenu des rapports de sûreté sur les centrales nucléaires fixes», Vienne, Agence Internationale de l'Energie Atomique, «Collection Sécurité n°34», 1971.

⁷³⁸ Le chapitre 2 du volume 1 du rapport de sûreté, «Site», contient les neuf sections suivantes : description du site et évolution; météorologie; géologie générale et descriptive; géologie dynamique et sismologie; hydrogéologie, hydrologie continentale; océanographie; situation radiologique de référence; écologie.

charge de trouver de nouveaux sites et ceux qui doivent faire l'analyse technique de leurs caractéristiques. L'un des pionniers des études de sûreté radiologique au CEA, Pierre Candès⁷³⁹ est d'ailleurs prêté pour quelques années par le Département de Sûreté Nucléaire du CEA au Service Central. Les travaux effectués en France pour essayer de définir des critères de limitation des populations autour des sites sont menés au DSN du CEA puis de l'IPSN sous l'impulsion de Robert Le Quinio, prêté lui aussi au SCSIN. Un point important et constant dans la position française est la limitation des populations autour d'un site nucléaire : à partir de 1967 les experts français essaient de définir un critère objectif d'évaluation et d'acceptabilité des sites qui prenne en compte le potentiel de danger des installations, les caractéristiques des transferts météorologiques, et la répartition des populations autour du site.

12.3.2. Un problème interdisciplinaire

Si la question de la sûreté d'une installation met en jeu de nombreuses disciplines scientifiques et techniques, l'analyse d'un site élargit encore le champ : outre les propriétés intrinsèques du site, il faut coupler les données fournies par les physiciens sur les possibilités d'accident et sur les émissions possibles et leurs propriétés, aux modèles de transferts de ces poisons vers l'homme...

L'étude de sites fait intervenir des disciplines diverses : le débat rebondit à cette occasion sur la collaboration entre les uns, spécialisés dans les domaines de la physique, et ceux plus proches de la biologie et de la médecine. On note à ce sujet la distinction entre la notion de site et celle d'environnement, qui correspond à la différence d'approche entre physiciens et biologistes. «Il y aura fondamentalement, pour les spécialistes des sites, des problèmes de transferts de nuisances (mouvements, chaleur, matière), entre des «sources» et des «objectifs» exposés, à travers différents «milieux naturels» de nature d'abord essentiellement physique (air, sol, eaux), pour impliquer de plus en plus d'aspects biologiques, au fur et à mesure de l'éloignement des sources et de l'approche des objectifs, où la préoccupation principale est naturellement l'élément vivant et finalement humain (biosphère). Le traitement complet de l'ensemble des problèmes nécessite par conséquent à un moment donné : - soit l'intervention d'équipes pluridisciplinaires comprenant des physiciens et des biologistes, - soit la collaboration souple et confiante d'équipes respectivement composées de physiciens et de biologistes.»⁷⁴⁰

Pour Tanguy, chef du DSN (Jean Bourgeois en est le Directeur), qui tient à préciser qu'il livre son sentiment personnel, dans les deux domaines de la physique et de la

⁷³⁹ Ancien élève de polytechnique, ingénieur de l'Ecole Supérieure d'Electricité (1946), Pierre Candès est nommé chef du Service d'Etudes de Sûreté Radiologique à sa création en 1964 au sein du Cabinet du Haut-Commissaire. Le service est rattaché en 1967 au Département de la Protection Sanitaire du docteur Jammet au sein de la Direction de la Protection et de la Sûreté Radiologiques de A. Gauvenet, puis au Département de Sûreté Nucléaire de J. Bourgeois. Pierre Candès est Adjoint du chef du Département de Sûreté Nucléaire du CEA à partir de 1976.

⁷⁴⁰ Doury, A., «Les sites et la sûreté des installations nucléaires», Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques, N°208, novembre 1975, pp. 11-18. Doury est chef de la Section d'Etudes de Sûreté des Sites Nucléaires au DSN.

biologie, «il est difficile de fixer une limite à l'ampleur des études qui peuvent être développées presque à l'infini si on veut entrer de plus en plus dans le détail.»⁷⁴¹ C'est pourquoi, il estime en 1975 que la priorité des efforts pour permettre l'analyse d'un site donné devrait être consacrée aux études physiques, en particulier atmosphériques. Cette priorité donnée aux aspects physiques poursuit la voie de Bourgeois qui luttait au tout début des années soixante-dix contre les prétentions du département de protection au sein du CEA. La suprématie des physiciens se poursuivra au sein de l'IPSN à sa création fin 1976, ses responsables seront toujours de formation physicienne, et ce n'est que dans les années récentes que l'on note la montée dans les plus hautes responsabilités de dirigeants issus de formations biologique ou médicale.

Dans la tentative d'élaborer un critère objectif d'évaluation des sites, il faut faire collaborer différentes disciplines, mais toutes les incertitudes propres à chacune d'entre elles se cumulent :

incertitudes sur les probabilités d'incident, sur les types de rejets à la source (vitesse 1. d'émission, angle d'émission, hauteur, direction, durée); il y a tout un spectre de rejets à étudier, à quoi s'ajoutent les phénomènes secondaires comme les dépôts et les décroissances;

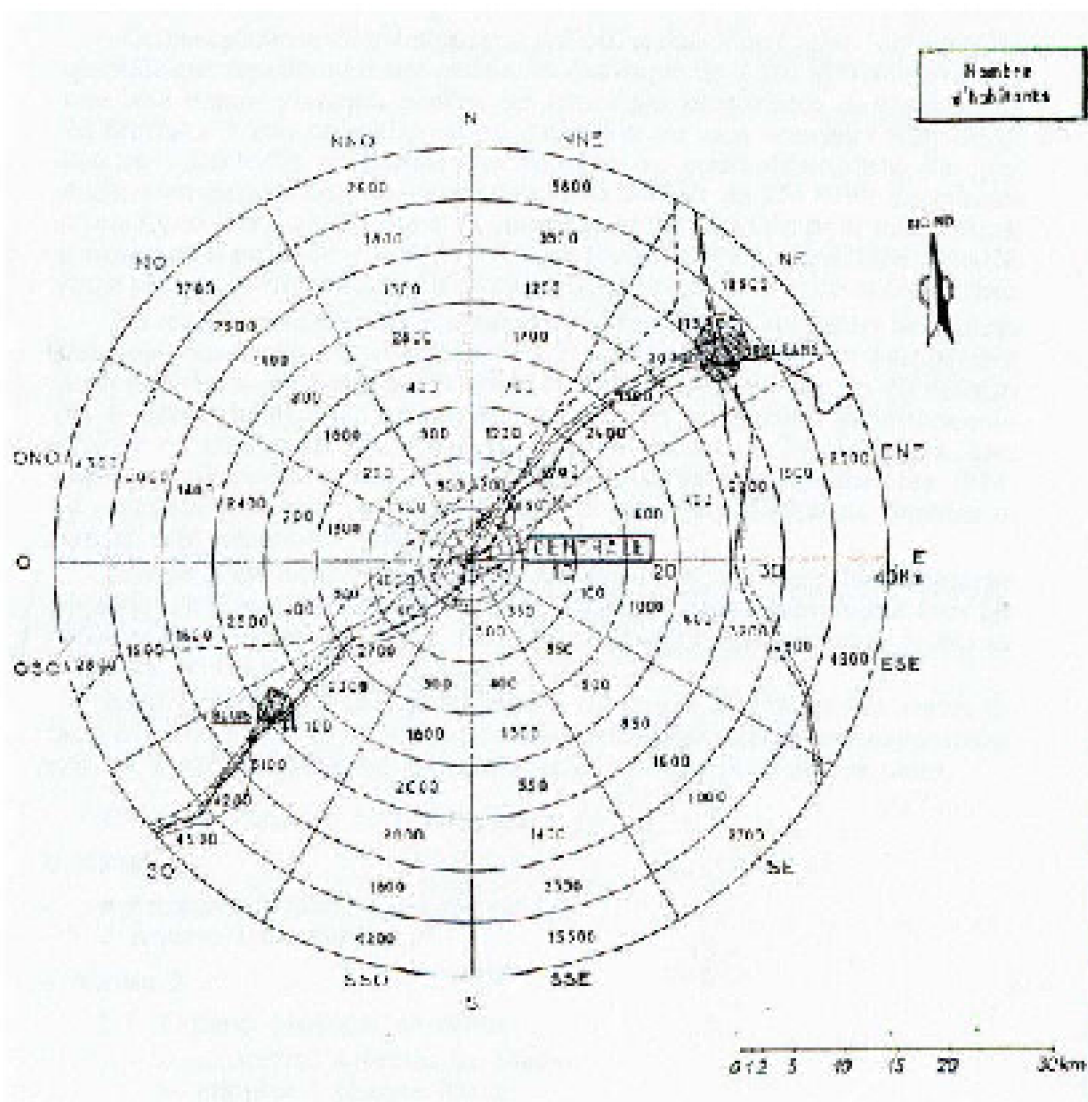
incertitudes sur les données météorologiques (probabilité ou fréquence des données 2. météo en particulier probabilité de présence du vent, diffusion turbulente : une première simplification consiste à ne s'intéresser qu'à la diffusion atmosphérique, principal vecteur des produits radioactifs, mais il faut tenir compte des coefficients de transfert en fonction de la distance);

incertitudes sur les seuils d'équivalents de dose d'apparition des dommages corporels3. : pour simplifier, on peut retenir deux seuils, mais cela est contesté : un seuil pour les irradiations bénignes, un pour les irradiations graves;

incertitudes enfin sur les données démographiques : cette question est moins 4. délicate, il suffit d'émettre une hypothèse sur leur évolution future. Ces données doivent être présentées en fonction du sens des vents selon une distribution en secteurs de 20 degrés d'une profondeur de 5 ou 10 km et allant à une distance jusqu'à 50 ou 100 km de la centrale.

Mais à toutes ces incertitudes concernant les événements susceptibles d'être provoqués par la centrale (dénommés «événements d'origine interne»), il faut ajouter le rôle des agressions externes provoquées éventuellement par les industries voisines mais surtout par des phénomènes naturels comme les séismes et les inondations : dans ce domaine, seule la voie probabiliste permet d'établir des critères.

⁷⁴¹ Tanguy, Pierre, «Sûreté des réacteurs et choix des sites», Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques, N°208, novembre 1975, pp. 5-10.



Exemple de répartition de la population par secteur .

Source : Clément, B., «Analyse de la sûreté des centrales électronucléaires françaises et critères», Radioprotection, Vol. 10, n°3, 1975, p.139.

12.3.3. Elaboration d'un critère d'évaluation des sites

Ce qui rend la question de la sélection des sites et des critères de sélection des sites si urgente dans le cas français, c'est que la France, à la différence des Etats-Unis, ne dispose pas de sites dont les environs soient pratiquement vides de population. C'est pourquoi en France, il est nécessaire de trouver une méthodologie permettant de porter un jugement sur des sites de densité de population moyenne. Par ailleurs, étant donné les avantages économiques résultant du rapprochement des centrales des zones urbaines, la question est même posée d'installer les centrales non loin, voire au cœur de zones de forte densité de population. En 1976, plusieurs projets d'implantation de grandes centrales nucléaires en bordure de villes ou dans des zones très peuplées ont été proposées à

l'étranger, aux Etats-Unis à Ravenswood, en Allemagne à Ludwigshafen et en Suède pour le site de Vertan dans la banlieue de Stockholm. L'examen de ces trois cas s'est conclu par un refus d'autorisation.

A propos de la question des sites urbains, Pierre Tanguyestime en décembre 1975 que «le problème n'est pas encore mûr», toutes les approches possibles n'ayant pas été encore envisagées. «Il ne faut pas oublier que, pour le moment du moins, l'utilisation éventuelle de sites urbains entraînerait des mesures de sécurité supplémentaires.»⁷⁴² C'est une réponse indirecte aux dirigeants d'EDF dont certains, selon un témoin, estimaient au milieu des années soixante-dix que les centrales étaient à ce point sûres qu'on pourrait les installer Place de la Concorde.

Tous les sites favorables étant déjà occupés, il est primordial de définir un critère d'acceptabilité pour les suivants : «La première démarche vers la définition d'un critère, est de comparer une situation projetée (...) à une situation définie comme acceptable. Définir un site acceptable comportera de toutes façons une décision basée sur un jugement et il ne peut en être autrement. Néanmoins, il faut proposer une approche raisonnable pour une telle décision. Aussi peut-on à notre avis proposer la démarche suivante. Pour une nation européenne comme la France, compte tenu de son contexte démographique, quelques sites pour grandes centrales électronucléaires ont été choisis. Ces sites ont été acceptés et la construction des centrales nucléaires décidée. Il est raisonnable, pensons-nous de considérer de tels sites comme des sites «moyens» c'est-à-dire plutôt favorables du point de vue des conséquences d'accidents radiologiques. En supposant des installations de même type établies sur d'autres sites «moyens», les diagrammes probabilités-irradiations peuvent être établis. La comparaison dès lors établie, entre les sites «acceptés» et les sites «proposés», devrait permettre l'établissement de critères de comparaison.»⁷⁴³

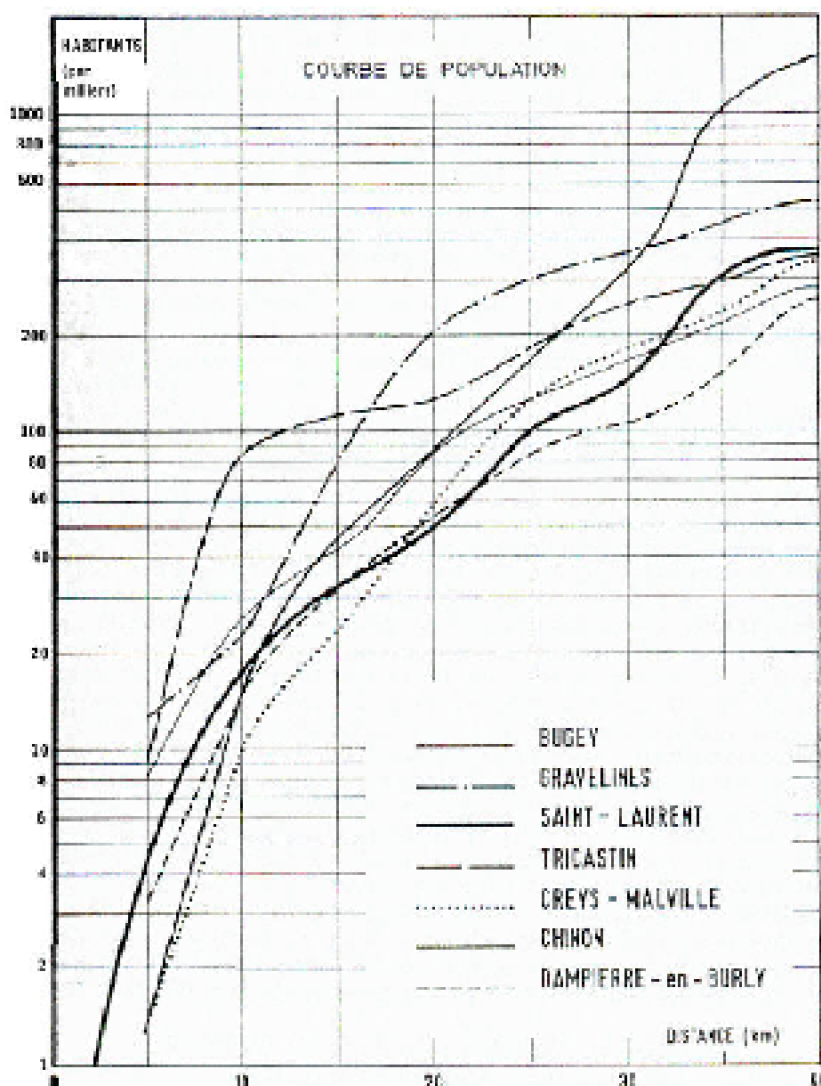
A la suite de Farmer et de Rasmussen, tous les critères s'appuient sur des évaluations probabilistes : le critère déterministe - tant de population à telle distance - est désormais considéré comme ayant un sens limité. Si en 1967, la position des experts français était d'accorder à la distance par rapport à une agglomération une grande importance comme facteur de sécurité supplémentaire, on assiste à partir de 1973-74 à un basculement dans la philosophie à cet égard. La distance n'est plus considérée comme un critère absolu. C'est que la France ne dispose pas de sites «déserts», et la densité de population est partout élevée, mais plus ou moins suivant les directions par rapport à un point donné. La répartition de la population en fonction de la distance reste un critère fondamental, mais il est associé aux probabilités de transfert de la contamination. La question est de savoir combien de personnes peuvent être affectées par la radioactivité en cas d'accident, et cela dépend essentiellement du sens du vent. Si l'on était sûr que 100% du temps le vent souffle sur un secteur désertique et qu'une population considérable habite non loin de la centrale, mais pas sous le vent, il n'y aurait

⁷⁴² Ibid.

⁷⁴³ Candes, P., «Pratique et expérience de la sûreté des sites nucléaires en France», Communication présentée au Colloque de la Power Division de l'ANS, Portland, 25-28 août 1974, 13p.

pas de problème.

Avec la multiplication des installations, on ne peut plus non plus se contenter, par des méthodes simples mais approximatives, de vérifier que dans le cas des rejets d'une centrale nucléaire, les doses réellement reçues par les individus les plus exposés sont inférieures aux limites de doses légalement autorisées.⁷⁴⁴ Toute exposition étant susceptible d'entraîner un certain risque, il faut obtenir une connaissance aussi précise que possible des doses réelles qui sont délivrées à l'ensemble de la population. Pour obtenir les doses individuelles, la méthode implique de prendre en considération l'environnement du site considéré, la population concernée, ainsi que les différents modèles de transfert de la contamination depuis sa source jusqu'à l'individu. La dose collective (en homme.rem) s'obtient par sommation des produits de la dose moyenne de chaque groupe de population par le nombre d'individus composant celui-ci..



⁷⁴⁴ Candes, P., Coulon, R., Doury, A., «Les sites nucléaires en France. Principes généraux de Sûreté et de Protection et résultats d'études récentes», Conférence ANS/ENE, Paris, 21-25 avril 1975. Rapport DSN N°69.

Exemple de courbe de population cumulée en fonction de la distance pour quelques sites en exploitation ou prévus.

Source : Clément, B., «Analyse de la sûreté des centrales électronucléaires françaises et critères», Radioprotection, Vol. 10, n°3, 1975, p.138.

En décembre 1974, Doury, chef de la Section d'Etudes des Sites Nucléaires du DSN, propose⁷⁴⁵ trois possibilités d'indice de niveau de sûreté d'un site, en se basant soit sur le régime normal de routine, soit en situations accidentelles, en prenant alors en considération soit un rejet maximal ou de référence et sa probabilité, soit en prenant en considération tous les rejets possibles en fonction de leurs probabilités respectives.⁷⁴⁶

La diversité des méthodes envisageables rend impossible de trouver un seul nombre représentatif du niveau de sûreté d'un site, et qui entraîne le consensus, mais on retient d'ores et déjà certaines pratiques qui semblent satisfaisantes pour trouver des critères semi quantitatifs : des cartes de nombres de personnes susceptibles de recevoir un équivalent de dose égal ou supérieur à celui du seuil d'apparition d'un dommage donné pour un rejet donné; des courbes de correspondance, pour chaque secteur géographique, entre des probabilités partielles ou absolues, et le nombre de personnes susceptibles de recevoir un équivalent de dose égal ou supérieur au seuil d'apparition d'un dommage donné, pour une série de rejets de probabilité donnée.

Fin 1976, la section d'études de sûreté des sites nucléaires (SESSN) du service d'études techniques et de sûreté radiologique du Département de Sûreté Nucléaire (DSN) du CEA propose un critère de choix de site en fonction de leurs caractéristiques démographiques et météorologiques. Le critère est basé sur le calcul d'un Indice de Site par Pondération Directe (ISPD) des données démographiques et météorologiques. Le calcul de cet indice consiste à effectuer le produit du nombre de personnes habitant dans un élément géographique déterminé par la moyenne stochastique des coefficients caractérisant les transferts atmosphériques (entre l'installation et le lieu géographique considéré) et à effectuer la somme des résultats ainsi obtenus. Les données démographiques issues de l'INSEE ont été réparties suivant une grille comportant 19 secteurs de 20°, et 8 cercles concentriques de rayons croissants, respectivement égaux à

⁷⁴⁵ Doury, A., Gérard, R., «Recherche d'un critère d'évaluation de site par la pondération des données radiologiques, météorologiques et démographiques», Colloque AIEA/AEN sur le choix des sites des installations nucléaires, Vienne, 9-13 décembre 1974, Rapport DSN N°82.

⁷⁴⁶ Brièvement résumé, dans chaque cas, on dresse une carte présentée en secteurs de vingt degrés et en éléments de secteurs de 5 ou 10 kilomètres de profondeur pour aller jusqu'à une centaine de kilomètres. On utilise la notion commode de coefficient de transfert atmosphérique donnant la fraction des rejets qui atteint chaque point du site après traversée de l'atmosphère. On dresse alors la carte rejetsxpopulation pour chaque élément de secteur, à partir de laquelle on calcule les doses intégrées collectives, pondérée par les seuils d'apparition des dommages. Une autre méthode consiste, pour différents rejets-seuils de nuisance et pour chaque secteur, à établir à partir d'un certain nombre de valeurs de coefficients de transferts en fonction de la distance, une carte de probabilité météorologique d'atteindre ou de dépasser le seuil considéré, en fonction de la distance et du nombre de personnes concernées. Pour chaque groupe, une carte des produits reçusxpopulation est établie par élément de secteur. On obtient la somme pondérée ou moyenne stochastique des individus susceptibles de recevoir un équivalent de dose supérieur ou égal à la valeur de seuil d'apparition des dommages.

0,5 - 1 - 2 - 5 - 10 - 20 - 35 - 50 km. Sur la base de cet indice, 18 sites français⁷⁴⁷ ont été classés sous l'angle de la sûreté. Pour plus de clarté dans la présentation, un indice ISPD normalisé a été calculé par rapport à la moyenne des valeurs obtenues pour sept sites français déjà autorisés fin 1976 (Bugey, Chinon, St-Laurent, Dampierre, Paluel et Flamanville). La comparaison des 18 sites a été effectuée en tenant compte des indices basés sur les données météorologiques et démographiques dans un rayon soit de 20 km, soit de 50 km, et en présentant les résultats soit de tous les secteurs confondus, soit du secteur le plus défavorable. Quatre échelles sont ainsi représentées avec les 18 sites répartis suivant leur indice, celui-ci allant de 0 pour le plus favorable à 9 pour le plus défavorable. Sur les quatre indices, les sites les plus favorables (indice compris entre 0 et 1) sont Englesqueville, Paluel, Nogent-sur-Seine et Plogoff. Sur trois des quatre échelles, le site du Pellerin apparaît le plus défavorable.

Ces critères d'évaluation de la sûreté des sites ne seront jamais publiés, ni utilisés (à notre connaissance) par l'Administration comme règles de sélection. Le Conseil Interministériel de la Sécurité Nucléaire dont le secrétaire général est Jean Servant, comme le SCSIN dirigé par Christian de Torquat auraient souhaité pouvoir disposer de telles règles qui auraient permis d'exclure sans ambiguïté certains sites jugés inacceptables. En septembre 1977, le ministre de l'industrie, face à l'enlisement de certaines procédures retardant la sélection des sites, avait d'ailleurs demandé au Premier ministre qu'une réflexion sur les directives qui pourraient être élaborées quant au choix des sites des centrales nucléaires pour ce qui concerne les problèmes liés à la densité et à la répartition de la population soit menée au sein du comité interministériel de la sécurité nucléaire.⁷⁴⁸ Mais pour rédiger de telles règles, il fallait envisager le cas des accidents graves. Or au sein du conseil interministériel, l'opposition était vive du côté du ministère de la Santé. Le chef du SCPRI, le professeur Pellerin ne voulait absolument pas que soit évoquée l'éventualité d'un accident grave, il était donc hostile à l'élaboration de règles de choix des sites dans la mesure où la possibilité d'un accident grave était émise : il craignait que ce faisant, on affole inutilement les populations. L'arrivée d'André Giraud, ancien Haut-commissaire à l'énergie atomique, comme ministre de l'industrie du gouvernement Barre à partir d'avril 1978, a sans doute contribué à enterrer ce projet de règle de sélection qui ne pouvait manquer de heurter la volonté d'EDF d'aboutir le plus rapidement possible à l'autorisation des sites qu'elle avait sélectionnés.

12.3.4. Application concrète des critères d'évaluation et opposition à plusieurs sites : les cas des sites du Pellerin et Cattenom

Alors que la contestation s'empare de la question des sites, menaçant le bon déroulement du programme d'équipement électronucléaire, deux d'entre eux révèlent une dissonance au sein du monde nucléaire : les experts et les services administratifs s'opposent à EDF, pour des raisons de sûreté, à l'implantation de centrales nucléaires sur ces sites. Les

⁷⁴⁷ Bugey, Cattenom, Chinon, Cruas, Dampierre, Englesqueville, Flamanville, Gravelines, Le Blayais, Le Pellerin, Nogent-sur-Seine, Paluel, Plogoff, Plomoguer, Saint-Alban, Saint-Laurent, Sennecey-le-Grand, Tricastin.

⁷⁴⁸ Lettre CAB n° 4312Z du 22 septembre 1977.

deux sites auront des destins différents, l'un, le Pellerin, le plus défavorable, sera finalement rejeté, tandis que celui de Cattenom, un peu moins défavorable, recevra à terme 4 tranches 1300 MWe. Ces deux exemples permettent de tester l'efficacité et le poids des services administratifs chargés de la sûreté et de leurs experts, alors que les enjeux industriels et économiques sont très importants pour EDF, le ministère de l'industrie et le gouvernement dans son ensemble.

12.3.4.1. Le Pellerin

La procédure de demande d'enquête d'utilité publique pour l'implantation d'une centrale nucléaire de 4 tranches de 1300 MWe sur le site du Pellerin, en Loire-Atlantique est lancée en juillet 1976. Pour EDF, l'implantation d'une centrale dans cette la région des Pays de la Loire doit permettre de compenser le déficit de production électrique dont souffre l'Ouest de la France, tout en répondant aux options du schéma d'aménagement du territoire concernant cette région. D'abord envisagée en Bretagne, l'opposition des populations ⁷⁴⁹ aux sites d'Erdeven (Morbihan), Plogoff (Finistère), puis Ingrandes (Maine-et-Loire), Corsept (Loire-Atlantique), Bretignolles (Vendée), amène EDF à envisager d'autres sites et à finalement retenir celui du Pellerin, à une quarantaine de kilomètres de Nantes.

Après un an d'enquête, l'utilité publique est déclarée en mai 1977, à la suite d'une procédure qualifiée par les opposants de «parodie», le maire (socialiste) de Nantes dénonçant «la mauvaise foi des commissaires enquêteurs» qui lui «apparaissent comme étant aux ordres d'un gouvernement qui, désormais, tente d'opposer le pouvoir administratif au pouvoir politique.» ⁷⁵⁰ Selon les procédures d'autorisation de construction, c'est alors aux services de sûreté de donner leur avis. «A la surprise générale», note *La Gazette Nucléaire*, «leur avis fut très nettement négatif.»

L'avis des experts du DSN consulté par le SCSIN dès 1976 est en effet formel : sur le plan de la sûreté, le site du Pellerin est inacceptable. Si les caractéristiques sismiques du site méritent une attention particulière, les experts sont particulièrement préoccupés par l'environnement industriel et surtout démographique du site. Le calcul de l'indice par pondération directe des données météorologiques et démographiques jusqu'à 50 km classe nettement le site parmi les moins acceptables, et le calcul du même indice effectué dans un rayon de 20 km le classe en dernière position après 17 autres sites français, en fonctionnement, en cours d'étude ou en projet. Cette situation est soulignée par des courbes de population : d'après le recensement général de 1975, 397 661 personnes se trouvent dans un rayon de moins de 20 km, 939 026 à moins de 50 km. Ce qui préoccupe le plus les services de sûreté, c'est que l'agglomération nantaise est située sous les vents de dominance atlantique, ce qui signifie que si un accident devait se produire libérant de la radioactivité, il est quasiment certain que le panache radioactif arriverait sur Nantes.

L'opposition des experts du CEA, du Service Central et du CISN restera farouche

⁷⁴⁹ D'après *La Gazette Nucléaire*, N°17, Mai 1978. Ce numéro de la Gazette, publiée par le GSIEN, est un dossier spécial consacré au site du Pellerin.

⁷⁵⁰ Cité par *La Gazette*, p. 8, à partir de *Ouest-France* du 30.8.77.

jusqu'au bout. Les discussions seront très tendues avec la Direction de l'Équipement d'EDF pendant plusieurs années : les analystes demanderont des suppléments d'information, effectueront des compléments d'enquête mais aboutiront inlassablement à la même conclusion.

Dès octobre 1980, la position du ministre de l'industrie André Giraud semble fléchir et il se range aux arguments de ses services de sûreté. Il faut rappeler qu'André Giraud, en tant que ministre de l'industrie, a la tutelle à la fois d'EDF et du SCSIN, et c'est lui qui arbitre entre leurs vues ici contradictoires : s'il réaffirme que la centrale sera bien construite au Pellerin, il évoque la nécessité d'aller «à petits pas comptés à cause de la complexité des études exigées par le gouvernement»⁷⁵¹, assurant les populations que rien ne se ferait sur le site «sans une information et une concertation complète avec les élus locaux». Deux raisons sont invoquées par le ministre pour expliquer la longueur des délais d'étude au Pellerin, l'engagement des tranches au charbon de Cordemais 4 et 5, qui décale dans le temps l'intérêt du projet du Pellerin «qui a perdu un peu de son urgence»⁷⁵², et le surcroît de travail imposé aux autorités de sûreté par l'accident de Three Mile Island. Cela ressemble fort à un abandon qui ne veut pas dire son nom, pour ne pas perdre la face à un an des élections, et pour ménager les susceptibilités du côté d'EDF.

Interrogés par une journaliste, les experts de sûreté du CEA ne veulent pas déroger à leur devoir de réserve et ne manifestent pas publiquement leur opposition au site du Pellerin. En réponse à la journaliste, notant que la NRC recommande qu'il n'y ait pas plus de 225 000 habitants à 20 km de distance du site et qu'en France, au Pellerin il y en a deux fois plus et presque une fois et demi plus à Cattenom, Pierre Tanguy déclare : «Le choix d'un site n'est pas tellement de notre ressort. Nous, nous intervenons un peu en aval, quand déjà le site, proposé par EDF, a fait l'objet de la DUP et a été accepté par le ministère. Je crois que toutes les premières centrales françaises, c'est-à-dire les 900 MW, ont en général respecté les critères de population américains. Le site du Pellerin quant à lui pose des problèmes, et de fait le ministère a demandé un certain nombre d'études complémentaires. Aucune centrale n'est d'ailleurs encore autorisée au Pellerin et à Cattenom.»⁷⁵³

Arrivée au pouvoir en mai 1981, la Gauche annonce le 30 juillet 1981 que la centrale de Plogoff ne sera pas construite, et que cinq sites seront gelés, ceux du Pellerin, de Civaux, de Chooz, de Golfech et de Cattenom (pour les tranches 3 et 4). Après différentes missions d'étude, au terme du débat parlementaire d'octobre 1981, et après concertation au niveau des communes et des Régions pour les cinq sites gelés⁷⁵⁴, le gouvernement

⁷⁵¹ Cité par Enerpresse, N°2674, Jeudi 9 octobre 1980, Presse, p. 1.

⁷⁵² Cité par Enerpresse, N°2675, Vendredi 10 octobre 1980, Presse, p.1.

⁷⁵³ Tanguy, P., Cogné, F., «Après l'accident de TMI», La Recherche, N°102, juillet-août 1979, p. 803. Ils sont interrogés par Martine Barrère.

⁷⁵⁴ Cf. Lamiral, op. cit., pp. 252-260.

prend acte des avis favorables exprimés localement en faveur de Cattenom, Chooz et Civaux, et des oppositions aux sites de Golfech et du Pellerin. Pour ces deux derniers sites, les Conseils régionaux sont consultés et rendent un avis favorable, avec des réserves. Lors du Conseil des Ministres du 25 novembre 1981, le gouvernement décide que pour le Pellerin, compte tenu à la fois de l'avis favorable du Conseil Régional et de l'opposition des Conseils municipaux, des études et sondages seront demandés à EDF pour produire un dossier comparatif des sites possibles, permettant le choix définitif du site de la centrale qui sera implantée en Basse Loire.

Les autres sites proposés par EDF en Basse-Loire seront ceux des communes de Rohart et du Carnet. Ces sites ne seront pas jugés beaucoup plus satisfaisants que celui du Pellerin.

12.3.4.2. Cattenom

Le site de Cattenom, lui, ne sera pas rejeté. Si les experts ne veulent pas intervenir dans le débat public, des fuites parues dans la presse permettent de montrer l'opposition des experts et du Service Central, en particulier pour le site de Cattenom.

Dans son numéro 26/27, *La Gazette Nucléaire*, reproduit une lettre de Christian de Torquat, chef du SCSIN, adressée au Directeur du Gaz et de l'Electricité du ministère de l'industrie.⁷⁵⁵ Ce dernier ayant adressé le dossier d'enquête relatif à la déclaration d'utilité publique des travaux de construction d'une centrale nucléaire (deux tranches de 900 MWe et deux tranches de 1300 MWe) sur le site de Cattenom, demandait l'avis du SCSIN sur les problèmes de sûreté qui pourraient être liés au choix de ce site. Christian de Torquat répondait : «j'estime que le site de Cattenom présente, notamment du point de vue de la répartition de la population, des caractéristiques nettement plus défavorables que la plupart des sites précédemment utilisés pour l'implantation de tranches nucléaires. Cette constatation m'a amené, dès le 29 octobre 1975, à appeler l'attention du ministre sur les réserves de mon service sur le choix de ce site.» Ne disposant pas de critères de choix⁷⁵⁶ concernant la densité et la répartition de la population, il ne pouvait que maintenir «les réserves (...) déjà exprimées depuis plus de deux ans sur le choix du site de Cattenom pour l'implantation de tranches nucléaires.»⁷⁵⁷

Les autorisations de création seront accordées le 24 juin 1982 pour les trois premières tranches de Cattenom, le 29 février 1984 pour la quatrième. Sur le plan des critères techniques d'évaluation du site, Cattenom apparaît nettement moins défavorable que Le Pellerin. Il est ici délicat de disposer de sources archivistiques étant donné la proximité temporelle des décisions et le fait que l'autorisation de construction a été finalement accordée. S'il est difficile de savoir quels sont les arguments qui dans ce dernier cas l'ont emporté, on notera simplement que du point de vue technique, le site le plus inacceptable a finalement été rejeté, malgré les pressions, le site moins défavorable a lui été accepté. En ce sens, les services de sûreté et leurs experts ont, au moins dans le cas du Pellerin, été écoutés. Leur résistance a sans aucun doute contribué (mais dans

⁷⁵⁵ Lettre SIN 282/78 du 5 février 1978, reproduite par *La Gazette Nucléaire*, 26/27, mai-juin 1979, p. 10.

⁷⁵⁷ Lettre SIN 282/78 du 5 février 1978, reproduite par *La Gazette Nucléaire*, 26/27, mai-juin 1979, p. 10.

quelle mesure cela a-t-il été décisif ?), en plus de l'opposition des populations et des élus locaux, à l'abandon du projet.

Chapitre 13. L'accident de Three Mile Island. les leçons pour la sûreté

En mars 1979, cinq tranches du palier CP0 ont été couplées au réseau français (Fessenheim 1 et 2, Bugey 2, 3, et 4). Alors que la quatrième tranche de Bugey sera couplée en juillet, de nombreuses tranches du palier CP1 sont sur le point de démarrer : sept doivent être couplées en 1980, six en 1981... Malgré des points de vue différents sur la nécessité de renforcer les mesures de sûreté, malgré des divergences sur la sélection de certains sites entre les protagonistes du nucléaire, un sentiment de confiance domine parmi les artisans du nucléaire français. C'est à ce moment où l'exploitation des centrales nucléaires françaises doit apporter la preuve de leur robustesse que survient l'accident de la centrale américaine de Three Mile Island, le 28 mars exactement. Qualifié d'accident le plus grave jamais survenu dans une centrale nucléaire jusqu'à la catastrophe de Tchernobyl, l'accident de TMI allait avoir des conséquences considérables pour l'industrie nucléaire mondiale. «Catastrophe financière, grave accident technique, incident bénin en ce qui concerne la santé des travailleurs» selon la formule d'un observateur⁷⁵⁶, près de 200 000 personnes abandonnent en hâte leur domicile autour de la centrale, les grands titres des journaux font leur une de l'accident tandis que le président des Etats-Unis en

⁷⁵⁶ Christian de Torquat indique que c'est le CISN qui a été chargé d'élaborer de tels critères et qu'il en attend encore les résultats. De tels critères de choix des sites avaient en effet été préparés par le secrétariat général du CISN du fait du caractère très interministériel de cette tâche (Industrie pour la sûreté, Santé pour les risques d'irradiation en cas d'accident, Intérieur pour la démographie et les plans d'intervention, Défense pour l'intervention éventuelle de la gendarmerie...) Le ministère de l'Industrie s'est opposé à leur publication. Une rivalité perdure entre les différents services administratifs : de Torquat est le successeur de Jean Servant à la tête du SCSIN du ministère de l'industrie depuis le 30 juin 1977, alors que Servant est depuis août 1975 le Secrétaire général du CISN placé auprès du Premier Ministre. Ces querelles conduiront à la démission de Jean Servant en décembre 1980, s'estimant dans l'impossibilité d'exercer ses fonctions, en particulier le tout nouveau rôle d'inspecteur général de la sécurité nucléaire pour les installations civiles que lui avait assigné le Premier ministre. Le ministère de l'industrie refusera d'être soumis au contrôle par cet inspecteur, ce qui explique ces chicanes administratives. Le journal Le Point s'étant procuré la lettre de démission de Servant qu'il publie dans son numéro 430 du 15 décembre 1980, attribuera le départ du secrétaire général du CISN à une reprise en main de l'administration par le ministère de l'industrie. Cette hypothèse est confirmée par la personnalité du successeur de Jean Servant, Bernard Augustin, sous-préfet, qui était jusque-là chargé de mission à la Direction générale de l'énergie et des matières premières. La presse et l'opposition interpréteront le départ de Servant comme une mise à l'écart d'un gêneur, d'un homme intègre et préoccupé de la sûreté, parce qu'il se serait opposé à Giraud, pour des raisons de sûreté à l'implantation des installations sur le site du Pellerin. Giraud s'était semble-t-il déjà rangé à l'avis de Servant sur la question du Pellerin, et cette mise à l'écart relève, selon Servant, essentiellement de dysfonctionnements dans la pratique de la gestion administrative. Cette version est moins sensationnelle et plus triviale : elle ne montre pas que les gens du ministère de l'industrie ne faisaient pas leur travail correctement en matière de sûreté (de Torquat s'est également opposé au Pellerin), mais simplement qu'ils n'admettaient pas que quelqu'un soit chargé auprès du Premier ministre de venir les surveiller.

personne accourt toutes affaires cessantes.

13.1. L'accident du 28 mars à Three Mile Island

13.1.1. Scénario de l'accident

La centrale de Three Mile Island est située sur le territoire de la commune de Middletown, à environ 16 kilomètres au sud-est d'Harrisburg, 90 000 habitants, capitale de l'Etat de la Pennsylvanie. Elle comporte deux réacteurs à eau sous pression de 900 MWe de conception Babcock and Wilcox, très semblables aux réacteurs Westinghouse construits en France. La deuxième tranche de la centrale, TMI-2, a été mise en service commercial le 30 décembre 1978, un peu plus de quatre ans après TMI-1, et fonctionne à pleine puissance. C'est sur ce deuxième réacteur que, dans la nuit du 28 mars, à 4 heures du matin, débute l'accident. Il ne peut être question de décrire ici le déroulement complet de l'accident. Nous n'en donnons qu'un résumé simplifié devant aider à appréhender les principales leçons qui en seront tirées, ainsi que les différents points de vue qui s'exprimeront à leurs sujets.

Au départ, il s'agit d'un incident tout à fait banal sur le circuit secondaire au niveau du condenseur : cet appareil sert à récupérer la vapeur du circuit secondaire après avoir alimenté la turbine, à la condenser sous forme liquide pour l'envoyer dans les deux générateurs de vapeur grâce à deux pompes d'alimentation normale (pompes ANG). Lors d'une opération de maintenance consistant à remplacer un des bacs de résine qui sert à épurer l'eau au sortir du condenseur pour éviter la corrosion des générateurs de vapeur, une fuite d'eau se produit dans l'air comprimé utilisé pour briser la résine : une série d'actions automatiques aboutit à la perte de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur côté secondaire. Jusque-là, rien d'exceptionnel ne se produit : l'arrêt des pompes ANG entraîne celui de la turbine et le démarrage des pompes d'alimentation de secours des générateurs de vapeur.

Il s'ensuit une augmentation de température et de pression dans le circuit primaire qui entraîne automatiquement l'ouverture de la vanne de décharge du pressuriseur afin de réduire la pression dans le circuit primaire, et l'arrêt d'urgence du réacteur par chute des barres. La pression baisse alors progressivement. Au bout de 12 secondes, la pression devenue suffisamment faible, un automatisme envoie à la vanne de décharge l'ordre de se refermer (voir schéma plus loin). C'est là que se produit une première défaillance matérielle : la vanne de décharge qui reçoit l'ordre de se fermer se coince et reste ouverte, mais l'opérateur l'ignore puisque le voyant en salle de commande lui indique qu'elle est fermée : celui-ci indique que l'ordre a été donné mais pas la position réelle de la vanne. Les opérateurs ignorent donc qu'il y a une petite brèche dans le circuit primaire, qui laisse s'échapper l'eau au rythme d'une tonne par minute dans un réservoir de décharge du pressuriseur situé à l'intérieur de l'enceinte de confinement. La pression du

⁷⁵⁸ Raymond Latarjet, préface aux actes des Journées d'information sur les réalités de la sécurité nucléaire après Three Mile Island, Paris, 1982. Le professeur Latarjet a fait partie d'un comité de l'Académie des Sciences qui a remis un rapport en juillet 1979 au Gouvernement sur la demande de celui-ci, afin d'examiner les répercussions de l'accident pour les centrales françaises.

circuit primaire baisse et deux minutes après le début de l'accident elle tombe à 110 bars ce qui provoque la mise en service automatique du système d'injection de sécurité pour envoyer de l'eau froide dans le circuit primaire afin d'empêcher que le cœur, insuffisamment refroidi, ne commence à fondre. Respectant une consigne réglementaire à suivre dans toutes les situations transitoires sur le circuit primaire, l'opérateur s'attache à vérifier que le niveau d'eau ne monte pas trop dans le pressuriseur et qu'il conserve une bulle de vapeur, qui sert d'amortisseur pour éviter que les variations brutales de pression n'usent les tuyauteries du circuit primaire. Or, le niveau d'eau s'est mis à monter rapidement, et croyant que la vanne de décharge est refermée, l'opérateur conclue qu'il y a trop d'eau dans le circuit primaire et arrête manuellement l'injection de sécurité.

Dès lors, l'eau, qui continue de fuir par la vanne de décharge n'est plus remplacée : six minutes après le début de l'accident, l'eau du circuit primaire se met à bouillir. Au bout d'un quart d'heure, le ballon de décharge du pressuriseur, submergé, se rompt : l'eau radioactive du circuit primaire se répand alors dans l'enceinte de confinement. Pendant ce temps, le fluide primaire est de plus en plus composé d'un mélange d'eau et de vapeur, que les pompes primaires ont de plus en plus de difficultés à faire circuler, elles se mettent à vibrer dangereusement. C'est pourquoi les opérateurs, 1h13 puis 1h 40 après le début de l'accident, décident d'arrêter la première puis la deuxième pompe, espérant qu'une circulation naturelle va s'établir dans le circuit primaire. Or la vapeur s'accumule dans tous les points hauts tandis que l'eau se rassemble dans les points bas, il n'y a plus de circulation et la chaleur du cœur n'est plus évacuée par les générateurs de vapeur⁷⁵⁹. Car si le réacteur a bien été arrêté, la puissance résiduelle continue de provoquer un dégagement de chaleur de plusieurs dizaines de MWth, qui provoque l'ébullition de l'eau. Le refroidissement du combustible est moins efficace, et le haut du cœur n'est plus recouvert d'eau, les gaines atteignent des températures très élevées, se rompent puis fondent, libérant les produits de fission dans l'eau du circuit primaire, puis à l'intérieur du bâtiment réacteur. Pierre Tanguy, Directeur de l'IPSN, dans la narration qu'il fait de l'accident dans un article de septembre 1979 dont nous nous sommes grandement inspiré, écrit qu'à ce moment de l'accident, «on atteint vraisemblablement en certains points la température de fusion de la gaine.»⁷⁶⁰ Reprenant en grande partie cet article dans son livre de 1995⁷⁶¹, cette phrase est remplacée par «on atteindra la température de fusion de l'oxyde d'uranium» au cours de cette phase, la plus critique de l'accident.

⁷⁵⁹ Une deuxième défaillance matérielle, du côté secondaire cette fois, a sans doute handicapé l'équipe de conduite : en effet, pour compenser l'arrêt des pompes d'alimentation normale des générateurs de vapeur, des pompes d'alimentation de secours auraient dû injecter de l'eau dans les générateurs de vapeur pour leur permettre de jouer leur rôle d'extracteur de chaleur. Or les vannes à travers lesquelles elles devaient alimenter les générateurs de vapeur étaient par erreur restées fermées, suite à une opération de maintenance. C'est seulement à la 8e minute après le début du scénario accidentel que l'opérateur commandera l'ouverture manuelle de ces vannes. Mais entre temps les générateurs de vapeur se sont asséchés et il n'y a pas eu de refroidissement du circuit primaire, d'où la hausse de la température de l'eau primaire.

⁷⁶⁰ Pierre Tanguy, «L'accident de Harrisburg : scénario et bilan», Revue Générale Nucléaire, 1979, N°5, septembre-octobre, pp. 524-525.

⁷⁶¹ Bourgeois et al., La sûreté nucléaire en France et dans le monde, Polytechnica, Paris, 1995, pp. 97-106.

A 6h14, une alarme annonçant la présence de radioactivité dans l'enceinte se met en marche. Avec de grandes difficultés, l'opérateur remet en service une pompe primaire, qui envoie de l'eau froide sur le combustible. Cette action permet un meilleur refroidissement, mais provoque aussi des dégâts sur les éléments combustibles et une vaporisation de l'eau au contact des crayons combustibles surchauffés : la pression augmente dangereusement et l'opérateur ouvre à nouveau la vanne d'isolement, mais il entraîne ainsi un fluide encore plus radioactif vers l'intérieur du bâtiment réacteur. De nouvelles alarmes de radioactivité se déclenchent, et certaines à l'extérieur du bâtiment réacteur : en effet, l'eau qui se déverse dans l'enceinte est récupérée par des pompes qui l'envoient automatiquement dans un bâtiment auxiliaire qui lui n'est pas étanche. Ce sont les réservoirs qui accueillent cette eau qui ont à leur tour débordé, laissant s'échapper la vapeur radioactive vers l'extérieur. La situation d'urgence est alors proclamée : l'enceinte est isolée, le transfert de la radioactivité vers le bâtiment auxiliaire est interrompu.

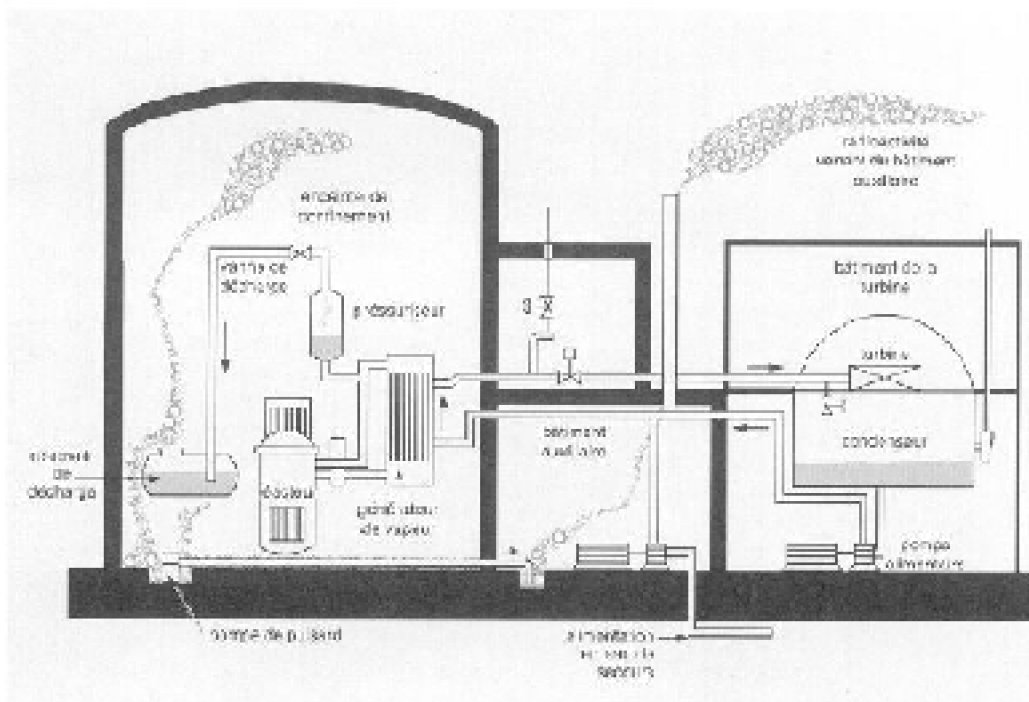


Schéma simplifié des rejets radioactifs à Three Mile Island. Source : EDF, Mémento de la sûreté nucléaire en exploitation, Edition 1994, p. 318.

A 6h22, un chef de quart du bâtiment voisin arrivé sur les lieux a compris que la vanne de décharge est restée ouverte. Les opérateurs l'isolent, arrêtant la fuite. A 7h20, l'opérateur remet en service l'injection de sécurité, ce qui permet le refroidissement du cœur, mais provoque un nouveau choc entre l'eau froide et le combustible chaud. Quatre heures après le début de l'accident, il semble que le cœur a été à peu près refroidi, mais les dégâts sont considérables. Ne parvenant pas à rétablir une circulation normale, l'équipe de quart assure le refroidissement en ouvrant et fermant successivement la vanne de décharge. Mais ce faisant, des produits radioactifs s'échappent du circuit primaire. Une bulle de gaz incondensables, principalement de l'hydrogène dégagé par la fusion des gaines, s'est concentrée au sommet de la cuve du réacteur. Dans l'enceinte, l'hydrogène réagit avec l'air, ce qui provoque à 13 h 50 une explosion localisée et un pic de surpression (2 atm) dans le bâtiment réacteur, mais on ne s'en rendra compte que le lendemain.

13.1.2. Une situation de crise

A vingt heures, il semble que l'accident est terminé : l'enceinte est isolée, le fluide primaire circule et refroidit le cœur. Mais toute inquiétude n'a pas disparu : une véritable situation de crise⁷⁶² va perdurer pendant plusieurs jours du fait de controverses entre experts sur la quantité d'hydrogène présente au sommet de la cuve et sur l'évaluation du risque d'explosion qu'elle représente.

En effet, la confusion va régner entre les experts de l'autorité de sûreté américaine (la NRC) dépêchés sur place, ceux restés à Washington, et ceux des exploitants (Metropolitan Edison) ou du constructeur Babcock & Wilcox, tandis que les autorités qui se veulent rassurantes émettent des informations contradictoires, auxquelles s'ajoutent les avis de laboratoires ou scientifiques indépendants, toutes informations relayées, amplifiées, mais parfois aussi déformées par les médias, provoquant ou attisant la panique parmi les autorités de l'Etat de Pennsylvanie et la population. Il s'avérera que l'évaluation faite par l'exploitant sur l'innocuité du risque était exacte et que le risque d'explosion était nul dans les conditions où se trouvaient les gaz dans l'enceinte⁷⁶³. Il faudra plusieurs jours pour en convaincre la NRC, dont un expert avait émis une théorie qui s'avéra fautive, suivant laquelle le rayonnement dans le réacteur pourrait provoquer la décomposition de l'eau en hydrogène et oxygène, fournissant ainsi l'oxygène nécessaire à l'explosion qui pourrait détruire la cuve sous pression. Le risque d'explosion est un problème ardu sur le plan scientifique : il dépend de la quantité de gaz, de leur nature, température et pression. De plus, l'explosion de ces gaz risquerait de détruire la cuve et l'enceinte, libérant à l'extérieur la radioactivité. Le suspense va ainsi durer plusieurs jours.

Après avoir acquis la conviction qu'il n'y a pas de risque immédiat d'explosion, on décide de réduire progressivement la taille de la bulle par dissolution des gaz dans l'eau primaire et en les évacuant par un événement au sommet du pressuriseur.

⁷⁶² Très bien décrite par Pharabod, J.-P., Schapira, J.-P., Les jeux de l'atome et du hasard, Calmann-Lévy, Paris, 1988, pp. 107-114.

⁷⁶³ D'après Tanguy, «L'accident de Harrisburg...», op. cit. p. 529.

Alors que la question de l'explosion de la bulle d'hydrogène dans la cuve divise les experts, un autre sujet d'inquiétude provient des effluents radioactifs, car il y avait en dehors de l'enceinte une importante quantité d'eau radioactive et de gaz radioactifs stockés dans des réservoirs situés dans les bâtiments auxiliaires. Le vendredi 30 mars, l'exploitant a décidé de rejeter une partie de la radioactivité à la cheminée pour libérer des réservoirs de stockage. Du fait de ces rejets, le gouverneur a été amené, sur une suggestion de la NRC, à recommander à la télévision l'évacuation des femmes enceintes et des enfants dans un rayon de 8 km autour de la centrale.

Fin avril, l'accident est proprement terminé. Les conséquences radiologiques sont faibles : les rejets à l'extérieur sont estimés à 13 millions de curies de xénon et une dizaine de curies d'iode : d'après les spécialistes, un individu théorique séjournant en permanence à la limite du site, dans la direction du vent, aurait reçu une dose maximale de 100 mrem (1mSv), équivalent à la dose annuelle d'irradiation naturelle. Des irradiations plus importantes ont affecté le personnel de conduite (30 à 40 mSv) au cours d'opérations concertées de prise d'échantillons d'eau primaire.⁷⁶⁴

13.1.3. Les conséquences de l'accident

Si les conséquences radiologiques sont limitées, les conséquences au niveau du cœur dépassent toutes les estimations : ce n'est que six ans plus tard, en 1985, qu'on apprendra l'étendue réelle des dégâts sur le cœur du réacteur, en faisant passer une caméra de télévision entre les structures. En 1979, les spécialistes de sûreté français, comme les experts américains, estiment en effet que les conséquences sur le cœur sont limitées. Ceci illustre le choc conceptuel : qu'un incident aussi banal au départ ait pu dégénérer un accident grave était presque unimaginable. Quelques semaines après l'accident, on pense encore pouvoir faire redémarrer le réacteur après avoir décontaminé la radioactivité et retiré le cœur.

Plusieurs sondes⁷⁶⁵ introduites à partir de l'été 1979 montrent un niveau de radiation très élevé. Ce n'est qu'en juillet 1980 que deux ingénieurs, en combinaison, pénètrent à l'intérieur de l'enceinte pour mesurer en différents points les niveaux de radioactivité, d'autres équipes permettront par la suite de dresser un état des lieux plus fidèle; les travaux de décontamination commenceront début 1982. Des caméras introduites en mai 1982 montrent un vide dans la partie supérieure centrale du cœur, et un lit de débris au fond de ce dernier. En 1983 un examen par sonar (ultrasons) permet de dresser une carte plus précise des dommages, d'où il ressort que le vide s'étend presque jusqu'aux bords du cœur, et qu'il ne reste vraisemblablement aucun assemblage de crayons de combustible intact. Ce n'est qu'en 1985 que l'on découvre que les dégâts sont beaucoup plus graves que prévu. Le cœur occupait initialement un volume de 33 m³ et un vide de 9 m³ est apparu dans sa partie supérieure. Deux couches de débris se sont formées, dont

⁷⁶⁴ D'après Jacques Libmann, Approche et analyse de la sûreté des réacteurs à eau sous pression, INSTN-CEA collection enseignement, 1986, p. 124. Jacques Libmann a fait toute sa carrière au CEA, avant de se tourner vers la sûreté en entrant à l'IPSN en 1976.

⁷⁶⁵ La suite du récit s'inspire Pharabod et Schapira, op. cit.

l'une au fond de la cuve. Les ingénieurs doivent admettre que le cœur a bien fondu, et même à environ 39%, lors de l'accident. En 1988, un autre expert explique qu'il est encore «impossible d'expliquer clairement le déroulement de l'accident et en particulier d'expliquer pourquoi il n'y a pas eu de défaillance de la cuve du réacteur.»⁷⁶⁶

Un programme international⁷⁶⁷ d'investigation débutera en 1988 afin d'examiner le fond de la cuve. Après évacuation des débris, un prélèvement d'échantillons en 1990 montre comment la cuve a réagi : une partie des débris du cœur s'est solidifiée au contact du fond de cuve et a protégé thermiquement le fond de cuve contre les écoulements ultérieurs de cœur fondu. Par contre, si les examens montrent qu'il ne pouvait pas y avoir de rupture de la cuve étant donné les conditions de températures et de pression qui ont régné pendant l'accident - et cette non rupture de la cuve a constitué une ligne de défense essentielle - ces examens indiquent que la rupture aurait pu se produire par fluage dans des conditions de température et de pression plus élevées.

13.2. Les réactions à la suite de l'accident

13.2.1. Aux Etats-Unis

13.2.1.1. La commission Kemeny

Dans les jours qui suivent l'accident, le Président Jimmy Carter instaure une commission, nommée le 11 avril, chargée d'enquêter sur les événements d'Harrisburg. La commission «Kemeny», du nom de son président, John Kemeny, un expert en ordinateurs, regroupe des personnalités diverses : Bruce Babbitt, gouverneur de l'Arizona, Patrick Haggerty, de Texas Instruments, Carolyn Lewis, professeur de journalisme à l'université de Columbia, Lloyd Mac Bride, syndicaliste, Harry Mac Pherson, juriste, Paul Marks, professeur à l'université de Columbia, Cora Marett, professeur de sociologie à l'université de Wisconsin, Russell Peterson, animateur de l'association écologique Audubon Society, Thomas Pigford, professeur de technologie nucléaire à l'université de Californie, Théodore Taylor, scientifique de Princeton, et Ann Trunk, habitante de Middletown.⁷⁶⁸ Outre sa totale indépendance, le Congrès des Etats-Unis lui a donné le droit d'interroger les témoins sous serment.

Après cinq mois de travaux au cours desquels elle a entendu entre autres les opérateurs de la centrale, les responsables de la NRC et ceux de la Metropolitan Edison,

⁷⁶⁶ Daniel Quéniart, «Les risques et les accidents dans le nucléaire civil. Comparaison avec d'autres grandes industries», Colloque Radioactivité, Nucléaire et Environnement, AFITE-SFEN, 7 avril 1998, pp. 63-77.

⁷⁶⁷ D'après Bourgeois et al., op. cit., p. 107.

⁷⁶⁸ Charles Perrow, critique, précise que Haggerty est aussi membre de la Commission trilatérale, institution amie de l'industrie atomique, qui conseille les grandes puissances en armement nucléaire. Mc Pherson était un influent lobbyiste sous l'administration Johnson, Peterson un ancien directeur de la division recherches de Dupont, tandis que Pigford est un ancien employé d'un constructeur de réacteur. Perrow Charles, *Normal Accidents, Living with High-Risk Technologies*, New-York, Basic Books, 1984.

la commission remet son rapport au président Carter, le 30 octobre 1979. Comme l'indique le sous-titre du rapport, *The Need for Change*, la principale conclusion de la commission est que des changements fondamentaux sont nécessaires dans l'exploitation du nucléaire aux Etats-Unis pour maintenir les risques en-deça des limites tolérables. «Nos recherches, n'imposent pas en elles-mêmes la conclusion que l'énergie nucléaire est trop dangereuse pour que l'on puisse accepter son maintien et son développement... Elles nous conduisent simplement à affirmer que si le pays désire, pour des raisons plus vastes, affronter les risques inhérents à l'énergie nucléaire, des changements fondamentaux sont nécessaires.»⁷⁶⁹

C'est donc les pratiques de l'ensemble de l'industrie nucléaire qui sont rendues responsables de l'accident. La tentation eût été grande d'accuser les seuls opérateurs, en montrant que leur intervention, contrecarrant l'action des automatismes (en arrêtant manuellement l'injection de sécurité qui s'était mise en route), n'a fait qu'aggraver la situation, comme cela a d'ailleurs été souligné dans toutes les analyses.

En fait, si le rôle des opérateurs n'est pas nié, ceux-ci sont pratiquement disculpés : la commission montre, comme l'ont très bien écrit Pharabod et Schapira, qu'ils étaient «insuffisamment formés, victimes d'erreurs de conception de la centrale, et sous-informés par la NRC et B&W. Par exemple, note la commission, le voyant de la vanne de décharge du pressuriseur ne représentait pas vraiment l'état ouvert ou fermé de cette vanne, mais l'ordre qui avait été donné (...). La salle de contrôle elle-même était mal conçue : trop grande, trop compliquée, avec certaines informations jugées à tort sans importance affichées derrière les opérateurs, avec tant d'alarmes réparties au hasard qu'au cours de l'accident il n'y eut jamais moins d'une cinquantaine d'alarmes lumineuses en fonctionnement. Un incident très semblable (ouverture intempestive de la vanne de décharge du pressuriseur) avait eu lieu en septembre 1977 sur le réacteur de Davis Besse, heureusement pendant 20 minutes seulement et alors que le réacteur n'était qu'à 9% de sa puissance normale. Examiné par B&W et par la NRC, l'incident n'avait pas été notifié à la Met Ed, bien qu'un ingénieur de B&W ait écrit que «si la situation de Davis Besse était apparue dans un réacteur fonctionnant à pleine puissance, il aurait été tout à fait possible, voire même probable, qu'un dénoyage du cœur en soit résulté». Les opérateurs n'étaient pas des ingénieurs ou physiciens de haut niveau, capables d'analyser une situation accidentelle complexe et imprévue (d'ailleurs c'est seulement au matin du 30 avril que les spécialistes de la NRC, de B&W et de la Met Ed ont commencé à se mettre d'accord) : ils ont suivi les indications (fausses) qu'ils voyaient et comprenaient, et n'ont pu faute de formation suffisante (mais qui aurait pu le faire ?) déduire la situation exacte de l'ensemble des autres mesures.»⁷⁷⁰

De façon tout aussi ironique, le sociologue Charles Perrow⁷⁷¹, qui a participé à certaines séances de la commission, raconte que l'examen de l'accident posa de redoutables questions liées au caractère «étroitement couplé» de la technologie

⁷⁶⁹ John G. Kemeny, Report of the President's Commission on Three Mile Island (The Need for change : The Legacy of TMI), US Government Accounting Office, Washington DC, 1979.

⁷⁷⁰ Pharabod, Schapira, op. cit., p. 116.

nucléaire. Confrontés au problème de savoir à qui attribuer les responsabilités pour l'accident étant donné sa dimension organisationnelle, systémique, les membres de la commission furent amenés à se prononcer sur le type de relations souhaitables entre les opérateurs et le management d'une centrale : vu la complexité des systèmes, ils se demandèrent quelle était la meilleure solution entre d'une part, la nécessaire centralisation de l'organisation liée au respect des consignes par les opérateurs pour les cas prévus par les ingénieurs, et d'autre part la nécessaire liberté de l'opérateur liée aux interactions non prévues entre systèmes auxquelles l'opérateur est seul à pouvoir apporter une solution. Cela les a amenés à se poser la question de savoir si l'énergie atomique, étant donné le risque qu'elle présente, ne devrait pas être structurée de façon beaucoup plus stricte et exiger un comportement hors du commun de la part des exploitants (opérateur comme encadrement). La commission conclut avec cette formule de l'un de ses membres, Lewis, que les centrales nucléaires étaient «des choses effroyables aux mains de gens tout à fait normaux». A la fin des discussions, la commission se mit d'accord sur le fait de répartir la responsabilité de l'accident entre toutes les parties possibles et de se limiter à des recommandations invitant les uns et les autres à s'améliorer dans le futur. Perrow interprète les conclusions de la commission comme un accord à la poursuite du nucléaire : à l'aide de quelques réformes, le nucléaire peut être acceptable, ce que conteste Perrow.⁷⁷²

Le rapport de la commission Kemeny émet en tous cas de vives critiques contre l'industrie atomique et contre la NRC, et un certain nombre de recommandations. A l'encontre des exploitants et des constructeurs, la commission recommande un changement d'attitude de l'industrie nucléaire vis-à-vis de la sûreté et de la réglementation. Au vu des négligences constatées à TMI (entretien, mauvaises signalisations, absence de retour d'expérience, mauvaise formation...), la commission propose de façon générale d'obliger chaque compagnie à disposer d'un service de sûreté chargé d'évaluer les procédures et les consignes, d'établir les programmes d'assurance qualité et de développer des actions visant à l'amélioration continue de la sûreté. Elle recommande également la nécessité de «revaloriser le critère sûreté par rapport au

⁷⁷¹ Perrow Charles, op.cit.. pp. 392-395 de l'édition allemande. La traduction en Allemand du titre est plus explicite : Normale Katastrophen, Die unvermeidbaren Risiken der Großtechnik, Campus-Verlag, Frankfurt-a-M, 1989. Après s'être intéressé aux organisations complexes, le sociologue Charles Perrow s'est appuyé en particulier sur l'accident de TMI pour développer le concept d'«accident normal» : la thèse principale de son livre de 1984 est la suivante : les systèmes à hauts risques (centrales et armement nucléaires, grosses installations chimiques, aérospatiale) nécessitent la mise en œuvre de technologies qui créent de nombreuses interactions complexes, qu'on ne peut prévoir ni empêcher. Comme la perfection n'existe pas, des défauts et des pannes ne peuvent manquer de se produire. Et quand des interactions complexes mettent hors service les mesures de sûreté prévues on en vient à des défaillances inexplicables et imprévisibles. Si en plus le système est «étroitement couplé», c'est-à-dire qu'il laisse peu de temps ou peu de marge de manœuvre aux dispositifs de sécurité chargés de rétablir l'intégrité du système, alors la panne ne se limite plus à quelques composants du système et on en arrive à un accident-système. Celui-ci a certes été déclenché par la défaillance d'un composant, mais de par la nature-même du système on est conduit très simplement vers un accident inévitable ou «normal».

⁷⁷² Perrow, Charles, «The President's Commission and the Normal Accident», in : Sills, David L., Wolf C. P., Shelanski, Vivien B. (eds), Accident a Three Mile Island: The Human Dimensions, Westview Press, Boulder, 1982, pp. 173-183.

critère coût». La NRC est elle aussi sévèrement critiquée : la commission réclame sa restructuration complète, et notamment le remplacement des cinq commissaires qui se trouvent à sa tête par une seule personne à choisir en dehors de l'effectif actuel. La commission propose également la création d'un comité supérieur de la sûreté nucléaire rattaché à la présidence, chargé d'examiner l'efficacité de la NRC, et le renforcement de l'ACRS, le groupe consultatif d'experts en sûreté des réacteurs. Parmi les priorités assignées à la NRC, la commission pointe les questions relatives à la formation des personnels, l'amélioration de la conception des salles de contrôle, la prise en compte des interactions entre systèmes, la surveillance des installations, la prise en compte du retour d'expérience.

Sur les principes de sûreté, le rapport critique la NRC pour s'être concentrée sur le risque de grands LOCA (accident de perte de réfrigérant primaire) au détriment des petits, bien que ces derniers aient été signalés dès 1974 dans le rapport Rasmussen.

La *Revue Générale Nucléaire* française, dans ses pages d'actualités, note parmi les conclusions du rapport Kemeny, cette conclusion fondamentale quant à la psychologie collective des ingénieurs du nucléaire à la veille de l'accident : «La commission demande le réexamen des procédures d'octroi de permis de construire et de vérification des dispositifs de sécurité, soulignant à cet égard que «la croyance en une sécurité suffisante des centrales nucléaires est devenue une conviction. Cette attitude doit être modifiée. Il faut savoir que la puissance nucléaire est potentiellement dangereuse de par sa nature même et qu'il faut continuellement se demander si les sauvegardes déjà en place suffiront à prévenir des accidents graves.»⁷⁷³ «

C'est donc un profond changement d'attitude qui est exigé de l'industrie nucléaire : moins d'arrogance et plus de questionnement. L'autosatisfaction et une confiance en soi excessive s'avèrent une nouvelle fois comme des éléments majeurs communs à tous les accidents. La commission Kemeny souligne comme une cause profonde de l'accident de TMI les difficultés de la NRC à croire qu'un accident puisse un jour se produire. La commission cite le témoignage d'un officiel de la NRC montrant que s'était développée le sentiment voire la conviction de l'infaillibilité des équipements, sentiment qui s'était ancré à force d'avoir répété que cette technologie était sûre. Si l'on a pu beaucoup s'interroger sur le facteur humain à propos des défaillances des opérateurs, la commission Kemeny estime que le facteur humain sans doute le plus important auquel la NRC et l'industrie nucléaire ont à faire face est leur disposition d'esprit à l'égard des accidents graves.⁷⁷⁴

13.2.1.2. La commission Rogovin.

C'est également ce que conclue la commission «TMI 2 Lessons Learned Task Force», instaurée par la NRC dans les semaines qui suivent l'accident. La commission de la NRC remet un premier rapport⁷⁷⁵ en juillet 1979 qui édicte des recommandations urgentes et à

⁷⁷³ RGN-Actualités, «TMI. Les conclusions du rapport Kemeny», *Revue Générale Nucléaire*, N°5, septembre-octobre 1979, p. 523.

⁷⁷⁴ D'après Leveson, Nancy G., *Safeware, System Safety and Computers*, Addison Wesley, NY, 1995, p. 54.

⁷⁷⁵ ref. NUREG-0578.

court terme, puis un second ⁷⁷⁶ rapport en octobre 1979 concernant un domaine plus vaste d'actions et proposant pour l'avenir des recommandations générales pour la sûreté des réacteurs nucléaires.

La commission dirigée par Mitchell Rogovin aboutit aux mêmes conclusions que la commission Kemeny : elle critique la NRC pour son manque d'organisation et de coordination entre services et recommande ⁷⁷⁷ le remplacement de la NRC par une agence exécutive dirigée par un administrateur unique, l'implantation des centrales nucléaires dans des endroits éloignés des populations, la suspension des autorisations de construction et de fonctionnement tant que les réformes profondes concernant la NRC n'auront pas été appliquées. La commission suggère une amélioration notable de l'entraînement des opérateurs et l'établissement de nouveaux critères pour la qualification des chefs de quart, une prise en compte plus systématique des facteurs humains dans la définition et l'agencement des salles de contrôle-commande, et aussi la création de compagnies de service national qui feraient fonctionner les tranches nucléaires à la place des compagnies d'électricité.

Conséquence immédiate de l'accident, entre la fin avril et la mi-mai, les quatre centrales Babcock & Wilcox en fonctionnement sont arrêtées progressivement afin de former le personnel et installer une instrumentation et des procédures nouvelles. Ces centrales doivent en outre être dotées d'un Senior Licensed Operator supplémentaire possédant un entraînement spécial concernant l'accident qui s'est déroulé à TMI, capable de prendre les mesures adéquates si un tel accident se renouvelait.

Alors qu'anti et pro-nucléaires aux Etats-Unis attendaient avec impatience la réponse de la commission du Président Carter sur la question d'un possible moratoire, celle-ci s'est retrouvée partagée à égalité de voix. La résolution sur le moratoire n'est pas prise. «Il s'en est fallu de peu» note la *Revue Générale Nucléaire*. Mais il s'agit d'un moratoire de fait : quelques jours après la parution du rapport Kemeny, la NRC décide de suspendre la délivrance de nouvelles autorisations de centrales nucléaires aux Etats-Unis.

13.2.2. Les réactions en France

L'accident de Three Mile Island provoque peu de réactions du public français, l'accident n'arrive même pas à redonner vie à la contestation nucléaire, sur le déclin après les manifestations violemment réprimées à Creys-Malville en 1977.

13.2.2.1. Premières réactions officielles

La question qui est immédiatement posée en France aux responsables de l'énergie nucléaire est de savoir si un accident semblable est oui ou non possible aussi en France.

La réponse du premier ministre Raymond Barre dans le journal *Le Monde* du 3 avril 1979 est à l'évidence loin de correspondre à la réalité, qui met l'accent sur des différences de conception entre les réacteurs français et celui de TMI : «C'est un événement

⁷⁷⁶ ref. NUREG-0585.

⁷⁷⁷ D'après : Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, N°13, janvier-février 1980, p. 6.

considérable... Il est plus considérable par ses retombées psychologiques que par la réalité technique que nous pouvons observer. Sur cette réalité technique, je ne peux encore rien dire... Si la centrale de Three Mile Island est du même type que les réacteurs construits en France, cette centrale présente des caractéristiques techniques très différentes et le scénario qui s'est déroulé aux Etats-Unis ne pourrait se présenter de la même façon en France. Nous avons, en effet, des systèmes de sécurité qui prennent en compte de tels accidents techniques et ceci nous met à l'abri de conséquences qui pourraient être considérables.»

Le premier ministre, qui n'entend pas remettre en question son programme électronucléaire, a au moins l'excuse de ne pas être un spécialiste des questions nucléaires. C'est moins vrai de la part du directeur de la centrale de Fessenheim qui déclare le lendemain dans le même journal (*Le Monde*, 4 avril 1979) : «Au vu des renseignements qui me sont parvenus lundi, je puis affirmer que Fessenheim est à l'abri d'un accident comparable à celui de Three Mile Island.»⁷⁷⁸

Les spécialistes de sûreté apparaissent beaucoup plus conscients et honnêtes, même si la suite montrera qu'ils n'estiment pas encore les conséquences de l'accident à leur juste valeur : dans un entretien au mensuel *La Recherche*, ils affirment eux qu'un accident semblable à celui de TMI est envisageable en France, si l'on entend par semblable, un accident qui aurait les mêmes conséquences, à savoir des dommages graves pour la centrale, une dégradation importante des combustibles, une forte augmentation de la radioactivité dans le circuit primaire, un rejet de radioactivité notable dans l'enceinte et dans le bâtiment auxiliaire, et un rejet faible mais non négligeable dans l'environnement.⁷⁷⁹

13.2.2.2. Le rapport Roche-Cayol

Les développements de l'accident de TMI aux Etats-Unis sont suivis avec grand intérêt dans les milieux nucléaires en France : les Etats-Unis informent en direct, rendant publiques leurs informations (relevés de mesure par les capteurs de la centrale, comptes-rendus des auditions...). Le 1er avril, le gouvernement décide l'envoi d'une mission composée de deux experts, M. Roche, ingénieur au Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) et M. Cayol, ingénieur du CEA, afin de recueillir le maximum d'informations sur l'accident et renforcer l'équipe française permanente implantée à Washington et dirigée par M. P. Zaleski, attaché nucléaire à l'ambassade de France.

Le rapport de ces experts fait la synthèse des renseignements qui leur ont été communiqués du 2 au 5 avril par la NRC dans le cadre d'un accord de coopération avec le SCSIN. Dès le 4 avril, la NRC communiquait que l'accident était dû à six causes :

Le non fonctionnement du système d'alimentation de secours des générateurs de 1.

⁷⁷⁸ Cités par La Gazette Nucléaire, N°26/27, mai-juin 1979, p. 9.

⁷⁷⁹ Tanguy Pierre, Cogné François, «Après l'accident de Three Mile Island : où en est la sûreté nucléaire ?», *La Recherche*, N°102, Juillet-Août 1979, pp. 799-804. Propos recueillis par Martine Barrère.

- vapeur, lié à la position fermée des vannes d'isolement de ce système;
- La non-fermeture complète de la vanne de décharge du pressuriseur après chute de la pression primaire; 2.
- Les indications inexploitablees données par le niveau d'eau du pressuriseur; 3.
- A TMI, il n'était pas prévu que l'isolement de l'enceinte s'effectue automatiquement par la mise en route de l'injection de secours, ce qui aurait arrêté les pompes d'exhaure des réservoirs d'effluents primaires et limité fortement les rejets extérieurs; 4.
- L'opérateur a arrêté prématurément l'injection de secours; 5.
- L'arrêt des pompes primaires a largement contribué à aggraver les dégâts sur le combustible. 6.

Ces conclusions sont reprises par les experts français dans leur rapport rendu public le 27 avril 1979 au cours d'une conférence de presse présidée par M. Kosciusko-Morizet, Directeur de la Qualité et de la Sécurité Industrielles.⁷⁸⁰

La première réaction, comme aux Etats-Unis, est de montrer le rôle des erreurs des opérateurs. La présentation de l'accident faite par Roche et Cayol, même si elle est fidèle aux faits, tend à mettre l'accent sur la responsabilité de l'opérateur : «Lors du déroulement de ce qui n'était alors [jusqu'à la quatrième minute] qu'un accident sans conséquences importantes pour la centrale et l'environnement, l'opérateur, au vu d'une indication de niveau pressuriseur qui n'était pas significative de la situation réelle, a arrêté pendant plusieurs minutes le système d'injection de secours qui s'était mis automatiquement en route. Cette action a entraîné un premier défaut de refroidissement du cœur, dont les conséquences ne peuvent encore être évaluées. Dans une seconde phase, qui a duré d'environ 5 heures du matin à 20 heures le 28 mars, l'opérateur a cherché à assurer le refroidissement du cœur. Il a pris dans un premier temps une initiative qui s'est très vite révélée inadaptée à la situation : l'arrêt des pompes de circulation du fluide primaire; il craignait certainement une dégradation de celles-ci sous l'effet de la cavitation. Cet arrêt des pompes primaires a entraîné un grave défaut de refroidissement du cœur et donc de fortes dégradations des crayons combustibles (on considère qu'environ 10 à 25% de ceux-ci ont été rompus) ainsi qu'une réaction chimique zircaloy-eau, d'où un fort dégagement d'hydrogène responsable de la formation d'une bulle en partie supérieure de la cuve. Cependant, contrairement à certaines informations, aucune fusion notable de l'oxyde d'uranium ne s'est produite.»⁷⁸¹ Dans ce type de questions, il y a en fait deux objectivités : celle de la machine, et celle de l'opérateur, et les récits de l'accident sont fortement dépendants du «camp» choisi, le point de vue, aux sens propre comme figuré. Le résumé que présente le SCSIN de leur rapport donne une très nette impression de combat entre un opérateur qui a certes ses raisons mais prend de mauvaises décisions, et de l'autre la «situation réelle» avec ses lois d'airain, la machine et ses automatismes qui ne flanchent pas, eux. Cette objectivité-là ne peut manquer d'impressionner par son apparente rigueur, n'était la conclusion, assénée sur un ton tout aussi vigoureux, mais

⁷⁸⁰ Le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires a été rattaché en 1978 à cette direction du ministère de l'industrie.

⁷⁸¹ SN, Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, N°8, mars-avril 1979, p. 6.

fausse. Un autre type de description pourrait s'attacher à recréer la complexité de la situation à laquelle étaient confrontés les opérateurs, la complexité des séquences possibles, les hypothèses différentes qui pouvaient légitimement être suggérées par la situation.

Cette position tendant à montrer du doigt les erreurs de l'opérateur est relativisée au mois de juillet. En réponse à une question d'une journaliste de *la Recherche* sur le rôle qu'a joué l'homme dans l'accident et sur la possibilité de juger l'opportunité des interventions humaines, le chef de l'IPSN, Pierre Tanguy est plus nuancé : «De mon point de vue, on ne peut pas juger et il ne faut surtout pas parler d'erreur humaine. On peut dire simplement que l'homme n'a pas agi de façon appropriée à la situation réelle de l'installation telle que nous la connaissons aujourd'hui. Mais nous ne savons pas ce qu'il connaissait exactement, et par quel processus intellectuel il a analysé l'information dont il disposait. Par ailleurs, on ignore aussi les consignes exactes qu'il devait suivre.»⁷⁸² Quelques mois plus tard, plus amplement informé, Tanguy est en mesure de préciser le rôle de l'opérateur dans le bilan qu'il tire de l'accident d'Harrisburg. Le chef de l'IPSN reprend l'explication sur l'indication erronée de la position de la vanne, «erreur de conception» et non pas de l'opérateur qui a été induit en erreur. Sur la question de la position de la vanne, un expert apporte une explication supplémentaire à cette «erreur» de conception : il est bien plus facile d'élaborer un signal à partir de l'ordre électrique de fermeture que de doter une vanne peu accessible de palpeurs de position très difficiles à régler et à entretenir⁷⁸³. Ceci dit, Tanguy ne disculpe pas totalement l'opérateur : «l'opérateur avait deux autres moyens à sa disposition pour connaître la position réelle de la vanne de décharge : une indication de la température sur la ligne de décharge en aval de la vanne et le niveau d'eau dans le réservoir de décharge. Pour ce dernier, il semble que l'opérateur ne l'ait pas consulté (il n'est pas reporté en salle de contrôle, mais dans un local mitoyen). Il a par contre relevé les indications de température, qui étaient anormalement élevées mais il n'en a pas tenu compte et cela provient, semble-t-il, de ce que l'opérateur savait que cette vanne fuyait avant l'accident (...) et l'opérateur a pu considérer que la vanne s'était échauffée par suite de cette fuite.»⁷⁸⁴ Tanguy précise ensuite que l'opérateur a concentré son attention sur l'appareil de mesure lui permettant de suivre cette fameuse consigne réglementaire exigeant de ne pas perdre la bulle de vapeur au pressuriseur, dont l'indication n'avait d'ailleurs plus aucun sens étant donné l'état du circuit : les exploitants ne pouvaient pas ignorer que dans certains cas, dont celui qui s'est produit à TMI, l'indication n'avait plus de signification, mais ils n'avaient pas formé les opérateurs à ce type de cas. Encore plus explicite dans son ouvrage de 1996, Tanguy écrit : «On s'est étonné de ce que les opérateurs ne comprennent pas ce qui se passait pendant toute cette période. En fait, c'est la conception qui est ici en cause plus que l'homme. Les indications dont ce dernier disposait n'étaient valables que pour le

⁷⁸² Tanguy Pierre, Cogné François, «Après l'accident de Three Mile Island : où en est la sûreté nucléaire ?», *La Recherche*, N°102, Juillet-Août 1979, pp. 799-804.

⁷⁸³ Libmann, Jacques, «Approche et analyse de la sûreté des réacteurs à eau sous pression», INSTN, CEA, 1986, p. 125.

⁷⁸⁴ Tanguy, Pierre, «L'accident de Harrisburg...», op. cit., p. 526.

fonctionnement normal; pendant l'accident proprement dit, elles perdaient toute signification physique. Toutes les analyses post-accidentelles ont insisté sur le fait que l'opérateur n'était pas simplement informé de la «marge vis-à-vis de l'ébullition» qui lui aurait tout de suite fait comprendre que l'eau bouillait dans son réacteur.»⁷⁸⁵

13.2.2.3. Le comité des sages de l'Académie des Sciences

Suivant en cela un processus décidé par le Président de la République, les éléments du rapport de Roche et Cayol devaient être examinés et critiqués par un comité de hautes personnalités scientifiques avant de servir de base pour des orientations ultérieures. Ce comité, composé de six membres de l'Académie des Sciences, dont trois physiciens (Néel, Kastler, Auger) et trois médecins ou biologistes (Jean Bernard, Gautheret, Latarjet), remet son rapport au mois de septembre. La première des quatre parties du rapport reprend les six causes principales identifiées par la NRC, et suggère, étant donné l'importance des informations mises au service des opérateurs, que soit mis à l'étude un dispositif complémentaire permettant à l'opérateur de connaître facilement la marge dont il dispose à l'égard de l'ébullition dans le circuit primaire. La seconde partie traite des conséquences biologiques de l'accident. Elle conclue que les doses reçues par le personnel et la population ne soulèvent aucun problème particulier. La troisième partie porte sur l'information : elle montre les difficultés de communication entre ingénieurs et journalistes et la confusion entraînée dans la population par les multiples sources d'information et la nécessité de mettre en place un porte-parole crédible. Enfin, la quatrième partie traite des «aspects psychosociologiques de l'accident» et met en évidence les mesures et déclarations qui ont contribué à créer un sentiment de panique non justifié. Elle note également «l'importance des améliorations à apporter en ce qui concerne l'interface homme-machine sous leurs multiples aspects : formation et qualification du personnel et des ingénieurs prêts à intervenir à tout moment, rôles respectifs des automatismes et des hommes, nature et présentation des informations et consignes mises à leur disposition».⁷⁸⁶

13.2.2.4. La mission d'information du ministère de l'industrie

En effet, outre l'analyse des problèmes techniques concernant la sûreté nucléaire, l'action des Pouvoirs Publics et l'information des populations en cas d'accident sont les deux aspects qui ont particulièrement attiré l'attention des observateurs étant donné la situation de crise qui a régné pendant plusieurs jours. C'est le cas notamment du ministère de l'industrie qui constitue une Mission d'information. La mission se rend aux Etats-Unis du 29 avril au 5 mai afin de compléter les renseignements techniques recueillis par la première mission et examiner le dispositif mis en œuvre par les autorités américaines à l'occasion de l'accident et enfin analyser les conditions dans lesquelles ont été élaborées

⁷⁸⁵ Bourgeois, Tanguy, Cogné, Petit, La sûreté nucléaire en France et dans le monde, Polytechnica, Paris, 1996, p. 103. Ce paragraphe fait partie des changements intervenus par rapport à la version de septembre-octobre 1979 du récit par Tanguy de l'accident d'Harrisburg dans la Revue Générale Nucléaire.

⁷⁸⁶ Bulletin SN n°11, septembre-octobre 1979, p. 6.

et diffusées les informations en cette circonstance.

La mission du ministère de l'industrie, présidée par Bernard Augustin, conseiller du ministre de l'industrie, comprend, outre les experts de la mission précédente (Roche et Cayol) deux représentants des ministères intéressés (J.M. Fauve, chargé de mission à la Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières du Ministère de l'Industrie; le Général Marchand de la Direction de la Sécurité Civile du Ministère de l'Intérieur), et six journalistes⁷⁸⁷.

Dans son rapport⁷⁸⁸ remis à André Giraud au début du mois de juin, la mission note en introduction que «jamais depuis la guerre du Vietnam et l'affaire du Watergate les Etats-Unis n'avaient connu un tel débat national.» Un mois après les événements, l'accident faisait encore la une des médias, témoignant par là même du traumatisme de l'opinion américaine. A propos de ce qui est ressenti comme une véritable humiliation technologique, la mission rapporte la formule employée par les anti comme les pro-nucléaires parlant de l'accident comme d'un «Vietnam pour la technologie américaine». La presse américaine, qui a selon eux mal supporté d'être très mal renseignée dans les premières heures de l'accident ne ménage personne : «ni la Metropolitan Edison accusée d'incompétence en matière de technique et d'information, ni le constructeur de la chaudière nucléaire Babcock et Wilcox particulièrement muet tout au long de l'accident, ni les compagnies d'électricité en général dont on doute qu'elles soient toutes qualifiées pour exploiter des centrales nucléaires ni la NRC suspectée d'accorder avec un peu trop de légèreté des licences d'exploitation, ni le Colonel Henderson responsable de la Défense Civile de l'Etat de Pennsylvanie.»⁷⁸⁹ Le rapport souligne le caractère exceptionnel de l'événement (200 000 personnes environ ont abandonné leur domicile) et sa dimension psychologique (peur spécifique de l'opinion à l'égard de l'atome). La diversité des sources d'information et leur crédibilité, les contradictions entre les nouvelles diffusées, les difficultés de communication entre les spécialistes utilisant un langage trop technique et les journalistes, ont largement contribué, par la confusion créée, à la panique parmi les populations locales et au retentissement national et mondial de la crise.

A partir des enseignements tirés de l'analyse de ces phénomènes, les membres de la mission émettent un certain nombre de propositions pour l'amélioration des dispositions prises en France en cas d'incident sur une centrale nucléaire.

Celles-ci consistent pour l'essentiel en une centralisation de l'information, que ce soit au niveau de l'exploitant qui devrait désigner pour chaque centrale un cadre de haut

⁷⁸⁷ Serge Chauvel-Leroux du Figaro, Jean-Loup Demigneux de TF1, Georges Leclere d'Antenne 2, Jean-Marie Pelou pour l'AFP, Michel Saint-Setiers du Dauphiné Libéré, Alain Wieder d'Europe 1.

⁷⁸⁸ Mission d'étude sur le déroulement de la crise, L'accident nucléaire de Three Mile Island, Sofedir, 4 juin 1979. On trouvera de larges extraits de ce rapport dans la Revue Générale Nucléaire : «TMI : les difficultés de l'information pendant la crise», RGN, N°3, Mai-Juin, 1979, pp. 318-320, ou encore dans la Revue de l'Energie : «L'élaboration et la diffusion de l'information pendant la crise de Three Mile Island», Revue de l'Energie, 1979, pp. 536-543.

⁷⁸⁹ RGN-Actualités, «TMI : les difficultés...», op. cit., p. 318.

niveau susceptible de jouer un rôle de porte-parole vis-à-vis de la presse, ou au niveau des Pouvoirs Publics, qui devraient constituer dès les premières heures d'un accident un Etat-Major «Information de la presse et du Public» sous la responsabilité du préfet. Cet état-major comprendrait un représentant préalablement désigné, de l'exploitant, du SCSIN, du SCPRI, de la Protection Civile du Département. Un responsable de ce pool serait chargé des conférences de presse et en cas de crise «toutes les personnes désignées devraient constituer, pour chacun des organismes qu'ils représentent, un passage obligé de toutes les informations techniques, des projets de décision et des dernières appréciations de la situation». ⁷⁹⁰ Un certain nombre de moyens matériels devraient être mis sur pied : un centre de renseignements téléphoniques, la diffusion par le Ministère d'un dossier à toutes les rédactions comprenant entre autres un glossaire des termes techniques, une notice donnant la signification des unités employées avec des échelles de comparaison, «une liste de personnes notamment du CEA (a priori étrangers à EDF et à l'IPSN) habilitées à donner des éclaircissements techniques généraux aux journalistes sur l'énergie nucléaire, la technologie nucléaire, les unités de mesure et d'une façon générale des explications permettant aux journalistes d'apprécier la portée des informations techniques en leur possession». ⁷⁹¹

Derrière des impératifs d'efficacité de la communication, on ne peut manquer d'être frappé par la teneur «policière» de ces recommandations, et cette vision de «l'information», préalablement filtrée, et distillée sous la houlette d'un préfet.

Cet état d'esprit est dans la droite ligne de celui du commanditaire du rapport : dans son discours devant l'Académie des Sciences le 15 octobre où il remercie les Académiciens pour leur travail, André Giraud, ministre de l'industrie, généralise le propos en justifiant la politique du secret. Au cours de son exposé consacré aux rapports entre science et industrie il aborde la question de l'information sur les nouvelles technologies :

«D'une part, elle doit être accessible aux contre-expertises - et dans ce cas elle doit être détaillée -, d'autre part, elle doit parvenir au citoyen sous forme assimilable pour lui - et digne de foi puisqu'elle est alors indirecte. (...) «Au niveau des experts et de ceux qui (...) sont appelés à les vérifier, il convient comme il sied dans le travail scientifique d'examiner les problèmes qui se posent dans la sérénité et la rigueur. Comment cela serait-il possible s'ils savent que leur moindre geste peut déclencher une panique ? Il y a là un problème qui ne se limite pas d'ailleurs au cas de l'énergie nucléaire : à vouloir absolument tout publier tout de suite, on provoque la paralysie des organes de réflexion et de décision, et l'on crée des phénomènes d'auto-censure des experts, de fuite devant les responsabilités, et de chicane défensive où l'on ne se soucie plus des faits, mais seulement de la rumeur. Dans le cas qui nous préoccupe, il serait fort à craindre que cela nuise gravement à la sécurité. C'est pourquoi il est indispensable d'assurer une zone de calme pour que les experts scientifiques puissent respirer. En complément des mesures prises pour garantir la valeur et les qualités morales des experts, il conviendra que, par des procédures

⁷⁹⁰ Ibid.

⁷⁹¹ Ibid.

appropriées - vérifications ou autres -, les citoyens puissent être convaincus de la qualité et du sérieux du travail des experts. «Au niveau des citoyens, la multiplication d'informations isolées, qui correspondraient bien souvent à des hypothèses non vérifiées ou à des observations non encore interprétées, ne serviraient à rien, si ce n'est à créer souvent la confusion et l'affolement dans les esprits qui ne sont pas préparés pour les analyser. Ce serait ouvrir la porte à toutes les démagogues. Faut-il que je rappelle toutes les erreurs des foules en désarroi, depuis l'exécution des généraux victorieux des îles Arginuses, suivie par celle de leurs accusateurs ? C'est d'une information accessible au plus grand nombre, vérifiée et commentée, que le grand public a besoin. Les Français ne peuvent accepter que l'on cherche à profiter de leurs connaissances forcément incomplètes pour les plonger dans la peur comme dans le danger.»⁷⁹²

Au niveau des experts, ce sera la doctrine officielle jusqu'à nos jours : aucun document de travail des experts n'est public, que ce soient ceux de l'IPSN ou ceux des Groupes permanents, afin de permettre aux experts de discuter entre eux le plus librement possible. Les décisions du SCSIN, l'autorité administrative, seront elles au cours des vingt ans qui suivront de plus en plus rendues publiques.

13.3. Les leçons tirées de l'accident de TMI du point de vue de la philosophie de la sûreté. Le choc chez les ingénieurs du nucléaire

13.3.1. La révélation d'un biais conceptuel

Malgré les dénégations officielles, l'accident de Three Mile Island a surpris tous les spécialistes. Des années plus tard, Tanguy peut écrire à propos des enseignements tirés de l'accident que *«le cœur fut endommagé très au-delà de ce qui était envisagé dans les accidents pris en compte à la conception. La quantité de radioactivité relâchée dans l'enceinte dépassa largement les évaluations utilisées jusque-là dans les analyses de sûreté.»*⁷⁹³ L'accident de TMI marque une véritable rupture, LA grande rupture, dans l'histoire de la sûreté nucléaire, en France comme dans le monde. Même les spécialistes les plus avertis en viennent à s'interroger sur la méthodologie utilisée jusque-là pour garantir la sûreté des installations nucléaires. Ainsi, Pierre Tanguy, Directeur de l'IPSN, tire cette leçon de l'accident : *«On ne peut nier qu'Harrisburg remette en cause l'approche de sûreté des réacteurs nucléaires : la séquence accidentelle n'avait pas été prévue, et les dégâts sur le cœur ont dépassé ce qui était considéré antérieurement comme acceptable, en particulier en ce qui concerne la formation d'hydrogène.»*⁷⁹⁴ Ce jugement émis par Tanguy alors que l'ensemble de la communauté nucléaire pense encore que l'on n'a pas atteint la fusion du combustible montre à quel point la secousse est grande.

En effet, Three Mile Island prouve premièrement qu'un accident sur une centrale

⁷⁹² Cité dans le *Bulletin SN*, N°11, Septembre-octobre 1979, p. 6.

⁷⁹³ Pierre Tanguy, «Les enseignements de l'accident de TMI pour la sûreté nucléaire», *Contrôle*, n°110, avril 1996, pp. 51-54.

⁷⁹⁴ Pierre Tanguy, «L'accident de Harrisburg...», *op. cit.*, p. 531.

nucléaire est possible, et deuxièmement que des accidents plus graves que celui considéré comme l'enveloppe des situations plausibles, l'accident de perte de réfrigérant primaire, sont possibles : ils peuvent provenir de défaillances mineures mais multiples et d'erreurs humaines. Car ce qu'illustre parfaitement TMI, c'est la remise en cause du concept de Maximum Credible Accident et de la notion d'accident-enveloppe.

Dès 1976, les techniciens du Département de Sûreté Nucléaire (DSN) du CEA avaient attiré l'attention sur les risques d'accident grave, notamment après la lecture du rapport de Rasmussen de 1974. Il montrait, mais ce n'était pas la partie sur laquelle le rapport insistait le plus, que certains accidents beaucoup moins graves que l'accident de dimensionnement pouvaient conduire à des accidents graves, c'est-à-dire allant jusqu'à la fusion du cœur. Mais l'ensemble de la communauté nucléaire, concepteurs comme exploitants, restait fidèle à la méthodologie utilisée depuis le début des années cinquante : une liste conventionnelle d'accidents dits de dimensionnement servait à définir les niveaux de protection des installations. C'est l'exemple du célèbre LOCA (Loss Of Coolant Accident) grosse brèche, la rupture de la plus grosse tuyauterie primaire, pour lequel la conception avait défini les moyens d'injection de secours, s'était assurée que l'enceinte de confinement pouvait résister sous la pression de plusieurs bars qui en découle, et où les moyens étaient prévus pour refroidir le cœur. Armé de cette méthode, les ingénieurs du monde entier pensaient qu'ayant protégé l'installation contre les accidents «enveloppe», les plus graves, on était automatiquement protégé contre les accidents moins graves du même genre. En d'autres termes, tout le monde pensait que l'enveloppe était suffisante. Or Rasmussen dès 1974 avait montré que des accidents beaucoup moins graves, des petites brèches - et l'exemple de la brèche en phase vapeur du pressuriseur qui s'est produite à Three Mile Island allait le confirmer - pouvaient conduire à des accidents allant jusqu'à la fusion du cœur.

Les ingénieurs se trompaient de cible, comme l'explique François Cogné, à l'époque chef du Département de Sûreté (DSN) de l'IPSN : «Alors qu'on avait étudié avec des marges considérables le plus gros accident qu'on pouvait imaginer, la plus grosse rupture, il ne se passait rien. Et vraiment dans l'esprit de tous les ingénieurs de l'époque, dans les années 70, on était persuadé qu'on était largement couvert par l'accident de dimensionnement. Et c'est un piège, parce qu'en voulant faire de l'accident de dimensionnement en prenant des marges considérables, on croit qu'on est protégé contre n'importe quoi, donc on pense qu'on est dispensé de faire beaucoup d'études, alors qu'il vaut mieux (...) être capable d'étudier des séquences beaucoup plus réelles sans prendre des marges considérables, mais par contre être beaucoup plus près du réalisme, et à ce moment-là on voit les phénomènes physiques. Alors, l'accident de Three Mile Island a été un révélateur de ce point de vue là pour tous les exploitants et pour les concepteurs, pas tellement pour nous [les experts de sûreté], parce que je crois qu'après Rasmussen, on considérait qu'il y a avait la possibilité d'avoir des accidents de fusion du cœur dans certaines conditions, alors que c'était considéré comme impossible par les concepteurs et les exploitants.»⁷⁹⁵

Les experts de sûreté avaient en effet noté dans l'étude de Rasmussen cette

⁷⁹⁵ Entretien avec François Cogné.

conclusion révélant que les mesures prises à la conception ne rendaient pas les accidents aussi peu probables qu'on le pensait. Cette conclusion était assortie de considérations sur les conséquences : ces accidents étaient plus probables que prévu, mais les dommages causés par l'accident seraient bien moindres que ce qui était reconnu précédemment. L'accident de Three Mile Island allait s'avérer une parfaite illustration de ces deux conclusions.

13.3.2. Experts de sûreté contre exploitants : qui avait raison ?

Le choc est en effet plus rude chez les exploitants : jusque-là, chez EDF comme chez les autres concepteurs et exploitants dans le monde, le sentiment dominant qui s'était installé était que le niveau de sûreté atteint était suffisant, à tel point que jusqu'à TMI il était considéré comme «sacrilège» de parler de fusion du cœur. Parler d'un accident au-delà des accidents pris en compte dans le dimensionnement était un «sujet tabou». Mis à part peut-être les experts des organismes de sûreté dont c'est la fonction entre autres d'envisager le pire, la plupart des ingénieurs du nucléaire en étaient venus à penser que la fusion du cœur, finalement, était un événement hypothétique dont on n'avait pas à se préoccuper directement.

On peut affirmer que s'était installé un climat psychologique chez ces ingénieurs qui faisait que dans le fond, personne ne pensait qu'il pouvait y avoir un accident nucléaire. Malgré les études probabilistes américaines faites un peu avant qui témoignaient que la probabilité de fusion du cœur n'était quand même pas tout à fait négligeable, on s'était petit à petit rassuré, suivant le penchant qui consiste à assimiler faible probabilité et probabilité nulle. Jusqu'à Three Mile Island, dans le monde entier, on avait seulement admis théoriquement que des accidents graves étaient possibles dans les centrales nucléaires. Avec TMI, on a constaté qu'ils pouvaient effectivement se produire et coûter très cher. N'avait-on pas répété à destination du public cet argument tiré des conclusions de la version simplifiée du rapport Rasmussen selon lequel un accident nucléaire avait la même probabilité que la chute d'une météorite ?

Lors de journées organisées par la Société Française d'Energie Nucléaire (SFEN) et la Société Française de Radioprotection (SFRP), le 10 juin 1981, pour dresser le bilan de la sécurité nucléaire deux après l'accident de TMI, Pierre Tanguy témoigne, devant les principaux intéressés, de ce climat de confiance qui dominait chez certains : «Il faut, je crois, reconnaître qu'avant TMI certains milieux nucléaires souffraient de ce que j'appellerai le «syndrome du météorite», par opposition au «syndrome chinois» qui sévissait sur l'autre bord. Il se trouve en effet que dans le célèbre rapport Rasmussen, l'évaluation du risque d'accident nucléaire coïncide avec celle du risque entraîné par la chute d'un gros météorite sur une zone habitée. Certains ont cru pouvoir en déduire que : «demander d'améliorer la sûreté des centrales nucléaires était aussi absurde que de doter la ville de San Diego d'un parapluie antimétéorite» ! Même s'il s'agit d'une boutade, elle reflète un état d'esprit : on en fait beaucoup pour la sûreté, peut-être trop, et les moyens disponibles seraient sans doute mieux employés ailleurs. Les exploitants eux-mêmes ne pouvaient manquer d'être influencés peu ou prou par cette attitude, et de juger eux aussi l'accident grave quasi-impossible. L'accident de TMI allait faire voler en éclats cette assurance.»⁷⁹⁶

Nous avons là l'une des rares expressions publiques d'une dissension au sein de la communauté nucléaire, d'habitude encline à montrer un visage très consensuel dans sa communication en direction de l'extérieur. Il serait abusif de parler de revanche des spécialistes de sûreté contre EDF, car personne dans la communauté nucléaire ne pouvait se réjouir d'un accident, qui s'il confirmait certaines hypothèses, ne pouvait que nuire à l'image globale du nucléaire. Mais TMI est l'occasion pour les spécialistes de la sûreté, qui ont mené une ferme bataille contre l'exploitant pour l'amélioration de la sûreté, de rappeler qui avait raison. Pierre Tanguy, dans son article à la *Revue Générale Nucléaire* réitère cette critique : «Si avant le 28 mars, certains pouvaient penser que l'on en faisait trop pour la sûreté, que l'enceinte était trop épaisse, le circuit primaire trop protégé, et que cela pénalisait économiquement l'énergie nucléaire, aujourd'hui ils reconnaissent le bien-fondé de l'approche globale de sûreté.»⁷⁹⁷

Les experts de sûreté avaient raison contre les exploitants, mais aussi contre les opposants. Raison sur la philosophie de la sûreté, mais aussi sur la nécessité d'études expérimentales. Ce champ de l'expertise plus ou moins incompris des uns et des autres est bel et bien légitime : pendant que certains vocifèrent, d'autres font œuvre utile : «Le principe même de recherches en matière de sûreté est souvent mal perçu et le bien-fondé de grands programmes dans ce domaine mis en doute. Autant l'on sait d'emblée la nécessité d'études directement applicables à des projets ou à des réalisations, autant on peut parfois se poser des questions sur l'utilité de certains programmes de sûreté destinés à explorer des accidents que l'on s'évertue à montrer par ailleurs comme hautement improbables. Les uns se demanderont pourquoi faire de telles dépenses pour des études non directement applicables, les autres diront, avec une logique imparable, que toutes ces études de sûreté doivent (ou auraient dû) être un préalable à toute réalisation. En définitive, l'absence d'accidents graves finit par rassurer tout le monde... et c'est Three Mile Island.»⁷⁹⁸

François Cogné poursuit en expliquant pourquoi finalement on se trompait de cible : on essayait de convaincre le public par des expériences voyantes qu'il était protégé contre toutes les éventualités en étant protégé contre ce qui était supposé être le pire envisageable. Cette façon de voir présentait l'avantage pour les exploitants de limiter les études, et pour les autorités réglementaires de se couvrir. Et cette volonté de démontrer, particulièrement de mise aux Etats-Unis, orientait l'ensemble des recherches dans une voie biaisée, en se détournant des vrais phénomènes physiques.

Le bilan de l'accident est également l'occasion pour les spécialistes de sûreté français d'affirmer le bien-fondé de leurs choix en matière de programmes expérimentaux en France : «L'approche choisie en France pour définir nos programmes expérimentaux a

⁷⁹⁶ Pierre Tanguy, «L'impact de Three Mile Island», in : SFEN, SFRP, Les réalités de la sécurité nucléaire après Three Mile Island, Paris, 1982, p.7.

⁷⁹⁷ Pierre Tanguy, «L'accident...», op. cit., p. 531.

⁷⁹⁸ François Cogné, «Les grands programmes expérimentaux de sûreté des installations nucléaires. Avant-propos», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°4, Juillet-Août, p. 328.

toujours été de chercher à étudier les phénomènes physiques fondamentaux qui peuvent intervenir dans les accidents, et non de tenter des expérimentations «représentatives». Ceci suppose d'être à même de réaliser des expériences analytiques, de mettre au point des moyens d'interprétation (codes), et ensuite d'utiliser ces moyens pour les projets ou les calculs d'accidents sur les installations. Cette méthode d'approche est longue, difficile, peu démonstrative pour le public; mais elle permet de développer des connaissances applicables non seulement aux grands accidents, mais aussi à l'ensemble des études des différentes conditions de fonctionnement des installations.»⁷⁹⁹ L'une des questions soulevée par l'accident de TMI est celle de la réorientation des études de sûreté mais également de l'affirmation de leur nécessité.

Pour les spécialistes de la sûreté, l'accident de TMI marque en effet la confirmation de la justesse de leurs options, qui demandaient depuis WASH 1400 qu'on ne se limite pas à l'étude des accidents de dimensionnement mais qu'on aille au-delà, en s'appuyant pour cela sur des études probabilistes : qu'un plus grand spectre d'accidents soit pris en compte, aussi bien les accidents moins graves mais plus fréquents que les moins fréquents mais plus graves. Les techniciens de l'IPSN peuvent proclamer que leur activité, à la différence de certaines accusations portées par les industriels, n'est pas un jeu de physiciens de salon, intéressés par des questions académiques, intellectuelles et déconnectées des réalités du terrain, mais bien une question fondamentale : les accidents graves doivent être pris en compte et on doit assurer leur gestion s'ils venaient à se produire.

Par là, les spécialistes de sûreté justifient leur existence en tant que groupe indépendant d'expertise, et force est de reconnaître que ce regard particulier, principalement axé sur les impératifs de sûreté, détaché de l'impératif immédiat de production ou de réalisation d'un programme (vision distincte de l'exploitant), mais également peu sensible à la pression de l'opinion (à la différence de l'autorité réglementaire) l'ont mis en position d'adopter en matière de sûreté une stratégie qui a été confirmée par les événements. Autrement dit, ils avaient raison. Mais les remarques des dirigeants de l'IPSN témoignent également, à contrario, du fait qu'il ne suffit pas d'avoir raison pour convaincre ou, ce qui est plus important, pour faire que des idées justes rentrent en pratique. Pour cela il faut un rapport de force suffisant pour que l'exploitant accepte de se soumettre à ces exigences. On ne peut que prendre acte du fait que le service central et son appui ne disposaient pas avant TMI du poids suffisant.

La position juste prise par l'IPSN justifie aux yeux de ses dirigeants l'organisation française du contrôle de la sûreté qui distingue les trois types d'organisation : l'organisation industrielle (les promoteurs), l'organisation administrative (les contrôleurs), et l'organisation scientifique (l'expert), qui sont en principe séparées dans le cas français. En particulier, cela légitime cette volonté défendue par les dirigeants successifs en charge au CEA de la sûreté que cette organisation chargée de l'expertise technique reste une organisation de type scientifique. Dans ce type d'organisation en effet, les discussions ont lieu librement en interne, le niveau de compétence scientifique est élevé et s'alimente des recherches les plus récentes. C'est pourquoi ils plaident pour que l'IPSN reste rattaché à

⁷⁹⁹ Entretien avec François Cogné.

ce vaste centre de recherches qu'est le CEA. La logique d'une organisation administrative (qui doit appliquer les règlements au nom de l'Etat) ou d'une organisation industrielle (qui doit produire), ne peut souffrir ou se permettre la même liberté de pensée, de recherche.

800

En tout cas, le climat qui régnait avant Three Mile Island explique le choc ressenti par ces ingénieurs à l'annonce de l'accident : même si certains relativisent cette mauvaise surprise en montrant que les conséquences ont somme toutes été faibles, que l'accident de TMI est un accident de refroidissement, donc un accident se situant dans la gamme des accidents pour lesquels les ingénieurs étaient formés, ils reconnaissent le choc qu'ils ont éprouvé : malgré toutes les mesures préventives ou curatives imaginées, l'accident s'est produit, ce qui a réellement accrédité le fait que l'ensemble des dispositions de sûreté devait être absolument respecté dans sa philosophie d'ensemble.

Pour tous en effet, la philosophie de la sûreté globale s'est révélée efficace. Tanguy constate que l'objectif de la sûreté a bien été atteint car le confinement a effectivement protégé les populations et même le personnel de la centrale : «les fondements mêmes de la sûreté, le principe des barrières et ce que les Américains appellent «la défense en profondeur», ne sont pas remis en cause. On savait que l'analyse de sûreté sera toujours incapable de tout prévoir, et notamment les erreurs humaines, et les mesures ultimes de sauvegarde sont justement là pour faire face à ces situations non prévues. A TMI seule la première barrière, la gaine, a été gravement affectée, mais les deux autres, l'enveloppe du circuit et l'enceinte de confinement, après des défaillances limitées et momentanées, ont retrouvé leur étanchéité. Il faut donc maintenir ce concept global de la sûreté.»⁸⁰¹

L'enceinte de confinement, dont l'existence pouvait être contestée par certains milieux industriels, a fait la preuve de son utilité : au cours de l'accident de TMI, elle a effectivement joué son rôle de barrière ultime contre la dispersion de produits radioactifs dans l'atmosphère. A l'intérieur du bâtiment réacteur, régnait une concentration de radioactivité colossale. Si elle n'avait pas été retenue par l'enceinte, les conséquences auraient sans aucun doute été catastrophiques. 2 400 m³ d'eau ont recouvert le fond du bâtiment, soit une profondeur de 2 mètres, à 800 000 curies par m³. Un instrument de mesure en haut du bâtiment a indiqué un débit de dose de 30 000 rad par heure : un être humain recevrait la dose maximale admissible pour une année en moins d'un dixième de seconde, une dose mortelle en une à deux minutes.⁸⁰²

Du côté des promoteurs de l'énergie nucléaire, on utilise l'argument de l'efficacité des barrières et en particulier de l'enceinte ultime pour montrer que même en cas d'accident, les parades avaient été prévues et ont fonctionné. Sur la base de cette analyse, l'assurance revient : l'accident le plus grave, la fusion du cœur, n'a pas entraîné de rejets. TMI apporte la preuve de l'innocuité de cette forme d'énergie.

⁸⁰⁰ D'après l'intervention de Pierre Tanguy lors du séminaire sur l'expertise à la Maison Rhône-Alpes des Sciences de l'Homme, le 9 novembre 1998.

⁸⁰¹ Pierre Tanguy, «L'accident...», op. cit., p. 531.

⁸⁰² Pharabod, Schapira, Les jeux de l'atome..., p. 105.

Ceci étant, l'accident de Three Mile Island va avoir des conséquences importantes sur l'approche globale de la sûreté. Les principales évolutions⁸⁰³ vont concerner l'attention accrue portée à la sûreté en exploitation, la réflexion sur les accidents graves au-delà des accidents de dimensionnement, et la recherche et l'analyse des incidents significatifs susceptibles d'être les précurseurs d'accidents graves.

13.3.3. La sûreté en exploitation

13.3.3.1. L'analyse technique et les actions post-TMI

Comme leurs homologues étrangers, les ingénieurs français vont mener une étude approfondie de l'accident de Three Mile Island, qui conduit à certaines modifications des installations et des conditions d'exploitation.

L'ensemble des spécialistes de sûreté est reconnaissant de l'attitude d'ouverture des Américains, que ce soit de la part de l'autorité de sûreté, la NRC, ou des organismes liés à l'industrie comme l'Electric Power Research Institute (EPRI) qui ont fourni dès le premier jour toutes les informations dont ils disposaient et les résultats de leurs analyses et réflexions, ce qui a largement facilité l'analyse de l'accident et les leçons à en tirer pour les réacteurs français⁸⁰⁴. Côté français, on note que cette analyse a été facilitée par le fait qu'il n'existe en France qu'un seul maître d'œuvre (EDF), un seul constructeur (Framatome), et que les tranches ont été réalisées par paliers techniques standardisés, ce qui a permis de limiter le nombre des études à entreprendre et de généraliser les améliorations possibles.

Dès le 31 mars, EDF décide l'envoi d'un expert aux Etats-Unis, tandis que début avril, la Direction de l'Équipement (DE) et le Service de la Production Thermique (SPT) d'EDF lancent un groupe de réflexion auquel est associé Framatome, puis l'IPSN. Le 18 avril, le Ministère de l'Industrie, par la voie du Directeur de la Qualité et de la Sécurité Industrielles, écrit au Directeur Général d'EDF pour faire le point sur les premières informations reçues de la NRC, demandant à EDF d'examiner quels enseignements peuvent être tirés pour ses propres réacteurs. Constatant que trois des anomalies détectées à TMI relèvent de conditions d'exploitation et de maintenance des installations, il décide de renforcer l'action de surveillance exercée par les inspecteurs des Installations Nucléaires de Base. Le Ministère de l'Industrie demande également à EDF d'établir, dans un délai d'un mois, les premières actions à entreprendre concernant les points techniques⁸⁰⁵ tirés de l'analyse de l'accident.

En réponse à la demande du Ministère, le Directeur Général Adjoint d'EDF rend compte le 18 mai du dossier établi par la DE et le SPT traitant des premières conclusions

⁸⁰³ Cf. François Cogné, «Evolution de la sûreté nucléaire», Revue Générale Nucléaire, 1984, N°1, janvier-février, pp. 18-31.

⁸⁰⁴ Ce paragraphe s'inspire en particulier de : Fourest, B., Boaretto, Y., Cayol, A., Droulers, Y., Goudal, M., Oury, J.M., «Impact de l'accident de Three Mile Island sur le programme français et sur l'analyse de sûreté», Conférence ANS/ENS sur la sûreté des réacteurs thermiques, Knoxville (USA), 8-11 avril 1980, CEA-IPSN, Rapport DSN N°367 f. Fourest, Boaretto, Cayol et Droulers représentent l'IPSN, Goudal EDF.

générales sur les enseignements de l'accident de TMI pour les réacteurs français. La première conclusion est que la méthodologie d'analyse de sûreté et de conception des réacteurs à eau pressurisée, basée sur les concepts de défense en profondeur et de l'accident enveloppe n'est pas remise en cause par l'accident américain. Deuxième conclusion, il convient de porter une attention plus grande aux incidents de fréquence modérée, initiateurs possibles d'accidents et donc d'améliorer la fiabilité des matériels pouvant les induire. Il faut enfin faire porter l'effort sur les réactions de l'opérateur et la possibilité d'établir un diagnostic d'incident fiable en fonction de l'état de la centrale. EDF communique également les premiers objectifs d'action.

Sur la base de la réponse d'EDF et d'un rapport établi par l'IPSN intégrant les informations recueillies par les différentes missions françaises envoyées aux Etats-Unis, le Groupe Permanent chargé des réacteurs nucléaires se réunit durant quatre journées en juin et juillet 1979. A l'issue de ces réunions, il transmet un avis au SCSIN : selon le Groupe Permanent, la raison fondamentale de l'aggravation de l'accident de TMI est que l'opérateur n'avait pas, pendant les premières heures de l'accident, établi de diagnostic exact sur la nature de celui-ci et sur la situation qui, à terme, en avait résulté, ce qui l'avait conduit à des actions inappropriées. Le Groupe Permanent en conclut que l'analyse de sûreté doit dans l'avenir s'attacher davantage aux problèmes rencontrés dans l'exploitation des réacteurs. Plus précisément, l'accent doit être mis sur la cohérence entre les systèmes de sauvegarde tels qu'ils sont conçus pour faire face aux accidents, et les règles et procédures que devraient suivre les exploitants si ces accidents survenaient. Il recommande également un certain nombre d'études et de modifications ponctuelles relatives à la conception, à l'instrumentation ou à l'exploitation des réacteurs.

Dans une lettre du 3 août 1979 à EDF, le SCSIN reprend l'essentiel des recommandations du Groupe Permanent et annonce la mise en place, sous sa responsabilité, d'un groupe de travail comprenant des représentants d'EDF, de Framatome et des autorités de sûreté, ce groupe étant chargé de l'examen détaillé des problèmes d'interface entre la conception et l'exploitation des réacteurs. Jean Bourgeois qui était à la retraite depuis 1978, est rappelé à cette occasion par le Ministère de l'industrie pour prendre la tête de ce groupe sur les facteurs humains : il débute ses travaux en octobre et remet un rapport en 1980 sur les modifications à apporter aux modes d'exploitation.

De son côté, EDF présente en août 1979 un programme détaillé des actions répondant à ses propres préoccupations et aux demandes du SCSIN. Ce programme comprend 46 actions se décomposant en 185 sous-actions élémentaires d'étude ou de modification. Ce programme d'action peut se décomposer en trois grands axes : les études de système, l'amélioration des matériels, la fiabilisation des actions de l'opérateur. En octobre 1980 et juin 1981, le Groupe Permanent examine l'ensemble des actions entreprises par EDF et estime satisfaisantes les solutions proposées. Ce programme colossal, proposé par EDF et accepté par les Autorités de sûreté avec des demandes

⁸⁰⁵ Il s'agit des conditions de démarrage des pompes de l'alimentation des générateurs de vapeur, des conditions de mise en œuvre des appareils destinés à recombinaison l'hydrogène, de la capacité des réservoirs disponibles pour contenir des effluents contaminés suite à un éventuel accident.

d'analyse complémentaires, va s'étaler sur plus de dix ans.

13.3.3.2. Adopter le point de vue de l'exploitant.

Si jusque-là, les ingénieurs avaient concentré leurs efforts sur la sûreté dans la conception et la qualité de la construction, l'une des grandes leçons tirées de l'accident de TMI concerne ce qu'on appellera la «sûreté en exploitation». Car une centrale, aussi bien conçue et fabriquée qu'elle soit, fonctionne entre les mains d'exploitants, qui n'ont pas la même relation à la machine que les gens des bureaux d'étude ou des usines. L'enseignement le plus important tiré de l'accident par les ingénieurs est qu'il faut désormais étudier la sûreté des installations en se mettant à la place des exploitants. L'essentiel des modifications s'oriente vers la conduite des installations et les interfaces homme-machine au niveau des salles de commande.

Ce changement d'optique n'est pas aussi aisé à mettre en œuvre qu'il y paraît, car cela remet en cause l'ensemble du processus de conception et les relations entre les différentes structures qui contribuent à la réalisation d'un objet technique. C'est l'une des conclusions tirée de l'analyse de l'accident de TMI par un spécialiste américain des facteurs humains dans la conception de systèmes techniques : «Cela peut nécessiter dix ans ou plus entre l'initiation de la conception d'une centrale et sa connexion au réseau. Au moins quatre catégories d'industries contribuent à la conception d'une usine : le propriétaire de l'usine, les concepteurs système, les constructeurs principaux, et les sous-fournisseurs et vendeurs. Ces différentes catégories industrielles ont des perspectives différentes sur les besoins de la conception, les exigences techniques, et les objectifs; à l'intérieur de ces groupes, il y a des attitudes opposées en ingénierie, management et commerce. Est-il vraiment important que les indications en salle de commande apparaissent imprimées en huit ou vingt-quatre points ? Est-ce que cela fait une vraie différence si le plan de travail est à 70 ou 82 cm de hauteur ? (...) L'importance de ces questions et les réponses qu'elles reçoivent dépendent de l'observateur. (...) Pendant plusieurs années, les quatre groupes de participants à ce réseau sont orientés vers la solution de leurs propres sous-problèmes, mais très peu, jusqu'au dernier moment, sont dirigés vers l'exploitation. Et même peu de ces participants sont au courant des activités humaines de l'exploitation, comme quelque chose de distinct de la fonction physique de l'exploitation. Bien que tous les efforts convergent vers la création d'une usine qui soit fonctionnelle, personne ne s'intéresse à l'opérateur qui la fera fonctionner. Ainsi, il y a une hiérarchie de la conception des systèmes du conceptuel au synthétique et du schéma de l'ingénieur au détail de la salle de commande (dans laquelle l'utilisateur de ce détail - son contenu informationnel, sa qualité, et l'utilité de son implantation - n'est pas représenté).»⁸⁰⁶

Dans le cas français, la structure interne d'EDF incarne cette division des tâches ainsi que deux approches différentes de l'outil technique : la Direction de l'Équipement (DE) est chargée de la conception et de la construction des ouvrages, tandis que l'exploitation est confiée au Service de la Production Thermique (SPT). Un exemple rapporté par un

⁸⁰⁶ Brooks, Malcolm J., «Human Factors in Reactor Safety Systems», in : Sills, David L., Wolf, C. P., Shelanski, Vivien B. (eds), Accident a Three Mile Island: The Human Dimensions, Westview Press, Boulder, 1982, pp. 155-160. Traduit par nos soins.

ingénieur qui se considère comme un homme de l'exploitation met en lumière une tendance des hommes de la conception à nier le rôle de l'homme, en souhaitant automatiser les fonctions : «Il y a un débat permanent entre les concepteurs et les exploitants. Si vous laissez faire les concepteurs, ils rêvent de la machine parfaite, pure et parfaite, qui va se conduire toute seule. (...) Par exemple, toutes les pompes primaires d'un circuit primaire principal sont faites de la même façon, dans la même usine, avec les mêmes critères de fabrication. Et bien il n'y en a pas une qui démarre avec le même niveau vibratoire ! Pas une seule ! Elles se comportent TOUTES différemment ! Il y en a une qui ne vibre pas, l'autre d'à côté qui vibre, et les exploitants le savent et donc ils en tiennent compte dans la conduite, ils savent que lors d'un démarrage à froid telle pompe va vibrer, puis sitôt qu'on va monter en température et en pression la vibration va se calmer. Par contre celle d'à côté qui est faite pareil qu'elle, elle démarre avec strictement aucun problème ! Les matériels ont des comportements qui sont très légèrement différents les uns des autres. Et cela, allez l'expliquer à une machine !»⁸⁰⁷

Les salles de commande vont subir un certain nombre de modifications, car les lacunes révélées aux Etats-Unis sont bien présentes en France également. Plusieurs études sont lancées auprès des équipes de conduite. Une étude du comportement des opérateurs sur simulateur révèle en particulier que dans huit cas sur dix, les opérateurs français testés avaient eu la même réaction que ceux de TMI. A la suite de ces études, les informations en salle de commande sont redisposées, les alarmes modifiées afin de permettre une meilleure conduite. Ce travail est mené en étroite liaison avec des ergonomes. Là encore, c'est une révélation pour les ingénieurs qui jusque-là pensaient qu'une salle de commande, «ça allait de soi».⁸⁰⁸ C'est un aspect de la conception auquel les ingénieurs avaient peu réfléchi auparavant, en France comme aux Etats-Unis. Après TMI c'est devenu une évidence. Les ingénieurs étaient confortés dans leur sentiment puisque les centrales n'avaient jamais eu d'ennuis sérieux jusque-là.

En tant ordinaire, quand il y a un incident, un certain nombre de vérines s'allument. Pour donner une idée plus précise, sur une tranche comme Bugey 2, il y a 2000 indications sur le tableau de commande. Or sur 2000 vérines, il y en a toujours une ou deux qui ne fonctionnent pas, pour x ou y raison, ce qui n'est pas grave pour des dispositifs annexes. Qu'il y ait en fonctionnement normal quelques vérines qui s'allument n'a en général rien de dramatique. Mais ce à quoi les ingénieurs n'avaient pas réfléchi, de l'aveu d'un responsable du service électrique d'EDF, c'est qu'en cas d'accident, en l'espace de dix minutes, tout clignote ! Lors de son audition, l'opérateur de TMI avait déclaré qu'au moment de l'accident, les alarmes s'étaient toutes déclenchées au bout de

⁸⁰⁷ Entretien avec Jean Fluchère. Sa carrière illustre parfaitement celle d'un homme de l'exploitation. Jean Fluchère est ingénieur de l'Ecole supérieure d'électricité (1966). Il entre à EDF en 1967 et travaille tout d'abord dans les centrales à charbon et à fuel. En 1971, à la demande d'EDF, il suit une année de génie atomique à l'Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires (INSTN) de Saclay et à Cadarache sur le réacteur à neutrons rapides Rapsodie. En 1972, il est affecté au démarrage de la centrale nucléaire de Fessenheim. De 1976 à 1982, il démarre le centre de formation des opérateurs nucléaires à Bugey, avec notamment les simulateurs d'entraînement. En 1982 il est nommé directeur-adjoint du site du Bugey, puis directeur de 1988 à 1995. Depuis 1995, il est Délégué régional d'EDF pour la région Rhône-Alpes.

⁸⁰⁸ Le paragraphe qui suit s'inspire d'un entretien avec Michel Dürr.

quelques minutes : tout clignotait, et il ne savait plus où trouver les informations pertinentes. Noyé sous toutes ces indications, l'opérateur n'avait plus d'information du tout. L'accident de TMI a en ce sens mis en évidence qu'il fallait concevoir la salle de commande de telle sorte qu'il y ait une hiérarchisation de l'information et une aide au conducteur. Cela a représenté une énorme évolution, car l'ergonomie n'était pas du tout dans l'air du temps. Jusque-là, les ingénieurs avaient transposé ce qui avait été fait sur les centrales thermiques : l'usage avait sanctionné par exemple que l'on regroupe les commandes de la salle des machines, les commandes turboalternateur, qu'on les mette plutôt de telle façon, à tel endroit. Certes avec les centrales nucléaires on avait rajouté le réacteur, mais le principe restait le même.

Une anecdote racontée par Michel Dürr⁸⁰⁹ relative aux premiers systèmes de contrôle-commande des centrales Westinghouse⁸¹⁰, montre bien qu'à peu près partout dans le monde, la conception des salles de commande tenait assez peu compte du point de vue de l'exploitant et qu'il était très peu question à l'époque de parler d'ergonomie dans le milieu des ingénieurs-concepteurs. Au moins au départ dans les années soixante-dix, les Américains voulaient faire des choses très simples. Pour cela, ils regroupaient toutes les commandes d'une séquence sur un grand pistolet qui comprenait un empilement de galettes avec des contacts. En tournant le pistolet tous les contacts s'enclenchaient simultanément et cela suffisait pour mettre en service tous les auxiliaires nécessaires à la fonction correspondante. Un de ses collègues hostile à ce système a eu gain de cause en emmenant les tenants de cette solution dans la salle de commande d'une centrale étrangère qui l'avait adopté. Ils ont ainsi pu voir comment les exploitants faisaient pour se débêtrer avec les systèmes Westinghouse : ils avaient forgé une grande barre de deux mètres de long, qui venait coiffer le pistolet, et quand il fallait manœuvrer le pistolet ils forçaient dessus pour réussir à mettre leurs contacts, compte tenu de la torsion dans la tige. Ils arrivaient bien à mettre les contacts en haut, mais ils n'arrivaient pas à les mettre en bas... Le système ne sera pas adopté en France, les Américains l'abandonneront très rapidement, mais cela illustre l'état d'indigence dans lequel était l'ergonomie à cette époque : «ça ne se faisait pas». Et d'ailleurs, sous un autre aspect, les ergonomes étaient très mal vus par les ingénieurs, qui avec une certaine morgue qui les caractérise parfois ne pouvaient s'empêcher de penser que les ergonomes «se mêlaient de ce qui ne les

⁸⁰⁹ Ancien élève de l'Ecole polytechnique, ingénieur Supélec (1961), Michel Dürr débute sa carrière sur les réacteurs graphite-gaz de Chinon, puis Bugey 1 où il s'occupe en particulier du caisson, des parties internes et des essais. Après avoir été responsable du service électrique pour les réacteurs à eau sous pression, il fait un bref passage sur le réacteur de Creys-Malville, avant de rejoindre des postes d'Etat-major.

⁸¹⁰ Qu'on ne voie pas là une prise de position en faveur des technologies françaises face aux technologies américaines. Aux yeux des concepteurs américains, la simplicité était gage de fiabilité. L'anecdote est utilisée ici, comme elle l'était par Michel Dürr lors de notre entretien, pour montrer à quel point les problèmes d'ergonomie des salles de commande n'étaient pas dans l'air du temps avant TMI. Lors du passage aux réacteurs à eau et l'adoption du système Westinghouse, les ingénieurs français étaient favorables à poursuivre sur la voie du Tourner-Pousser-Lumineux (TPL) pour le contrôle-commande, qu'ils avaient développé sur les centrales UNGG. Ce système facilite beaucoup la conduite pour les exploitants. L'adoption de ce système fut l'objet d'un petit combat célèbre des ingénieurs français, concomitant à la déception due à l'abandon de la filière graphite-gaz. Le rejet du système Westinghouse put apparaître comme une sorte de revanche de la technologie française.

regardait pas», «qu'ils n'allaient pas leur apprendre leur métier», qu'ils «n'y connaissaient rien» etc. Cela a constitué un changement important : faire accepter aux ingénieurs la nécessité de travailler avec d'autres, disposant d'un savoir, différent, dont l'utilité ne leur apparaissait jusque-là pas du tout évidente.

La mesure la plus spectaculaire dans le nouvel agencement des salles de commande est la création d'un pupitre spécifique, le «panneau de sûreté» qui regroupe toutes les informations importantes pour permettre aux équipes chargées de la conduite de visualiser l'état physique du réacteur en cas d'accident. Afin d'améliorer la perception que les exploitants peuvent avoir des phénomènes physiques qui se déroulent dans le cœur, un projet de simulateur est lancé tout de suite après l'accident. Les travaux engagés durent plus de dix ans en liaison avec les Etudes et Recherches de Thomson et débouchent sur l'installation SIPA (Simulateur d'études et de formation en situations post-accidentelles) : le simulateur doit permettre à l'homme qui conduit l'installation d'avoir la représentation mentale la plus juste possible de ce qui se passe dans l'installation, grâce à une représentation visuelle.

Pour aider les exploitants à établir le bon diagnostic en cas d'accident, un poste d'ingénieur Sûreté Radioprotection (ISR) est également rajouté au début de l'année 1980. En cas de problème, il établit son propre diagnostic, indépendamment de l'équipe de conduite et peut proposer des mesures correctives.

13.3.3.3. Le concept d'accident de dimensionnement : un piège pour les exploitants

Mis à part ces questions d'interface entre la conception et l'exploitation, entre les indications en salle de commande et la réalité physique, questions qui sont communes à de nombreux processus industriels, un aspect propre à la sûreté des installations nucléaires conduisait à désarmer les exploitants. Sur le plan des principes de la sûreté retenus à la conception, le concept d'accident de dimensionnement⁸¹¹ comportait un aspect pernicieux pour l'exploitation.

En effet, du schéma de l'accident de dimensionnement découlait tout le système d'exploitation : les opérateurs étaient dotés de procédures qui répondaient à l'accident d'une rupture brutale primaire due à une grosse brèche. Or ce n'est pas du tout ce qui s'est passé à TMI, si bien que l'opérateur a été confronté à une situation où il ne disposait pas des procédures nécessaires pour faire face, car il ne connaissait pas le scénario de l'incident. Il était dans une situation d'inconnu total puisqu'il ne disposait pas de l'instrumentation qui lui aurait permis de connaître l'état physique réel du cœur. Par exemple, la mesure fondamentale de la distance à la saturation (le ΔT_{sat}) - l'écart entre la température de saturation et la température réelle - n'était pas prévue, il n'y avait pas d'indicateur. Or avec une indication de température et de pression, les opérateurs auraient pu très facilement évaluer l'état du cœur, alors qu'ils ont passé plusieurs heures à essayer de reconstruire l'image physique du système avec de multiples autres indications. La mise au point de l'instrumentation pour connaître l'état physique de l'installation (niveau dans la cuve, pression de saturation...) sera l'un des grands

⁸¹¹ D'après un entretien avec François Cogné.

enseignements de TMI en France, pour permettre à l'opérateur de piloter son installation à l'aide de procédures adaptées à la réalité physique de l'installation.

Cette instrumentation n'existait pas à Three Mile Island. Mais ce n'est pas uniquement parce que cela présentait des difficultés de mise au point (le milieu fortement radioactif est hostile non seulement pour l'homme, mais également pour les instruments, les zones pour les capteurs sont difficiles d'accès pour l'étalonnage ou la maintenance...). Cela provient également du fait que d'après le schéma de l'accident de dimensionnement, les concepteurs pensaient qu'il n'y en avait pas besoin. D'après ce scénario en effet, le problème est simple : une grosse rupture survient, toute l'eau se vidange, le problème est simplement de ramener l'eau dans la cuve. Le problème est simple et ne demande pas beaucoup de mesures. Or là où le raisonnement est pris en défaut, c'est que la grosse rupture, le gros LOCA, risque fort de ne jamais se produire car c'est un accident extrêmement peu probable, alors que les petites ruptures ont plus de chances de survenir. C'est cela l'aspect pernicieux du système : armé contre les gros accidents, l'exploitant ne l'était pas contre les plus petits, qui pouvaient alors dégénérer de façon inattendue. Une des modifications en salle de commande consistera à installer une instrumentation supplémentaire pour permettre de donner à l'opérateur une image directe de l'état du cœur et notamment de lui présenter la marge à l'ébullition et le niveau d'eau dans la cuve pour les REP 900 et 1300 MWe.

13.3.3.4. L'importance de la qualité du circuit secondaire

L'accident de TMI avait mis en lumière le mauvais état de l'installation, la défaillance des vannes, soupapes, et ainsi souligné l'importance de toute cette robinetterie dans l'initiation et le déroulement de l'accident.

Comme chez tous les exploitants, les ingénieurs d'EDF sont allés vérifier si la vanne d'isolement du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur était chez eux en position ouverte et non fermée comme ce fut le cas à TMI (elles étaient restées fermées suite à des opérations de maintenance ou de test sur le circuit deux semaines auparavant). De façon plus générale, un effort d'amélioration de la robinetterie est engagé sur les centrales EDF à la demande des autorités de sûreté. Cette question de robinets n'est pas aussi triviale qu'il y paraît. Tout d'abord cela remet en cause une vision de la sûreté admise jusque-là. En effet, si une attention particulière avait déjà été portée sur les vannes du circuit primaire depuis Fessenheim, on ne demandait pas les mêmes essais sur les circuits secondaires. Tanguy explique comme un mea culpa, que les spécialistes de la sûreté avaient suivi la théorie de l'exploitant consistant à dire que ces vannes mettaient uniquement en cause la disponibilité de la centrale et ne posaient pas de problème de sûreté, «c'est peut-être une théorie que nous avons acceptée trop facilement» reconnaît-il, suivi par son adjoint, François Cogné : «un des enseignements importants de Three Mile Island est bien de nous montrer qu'il faut tout faire pour que des incidents au secondaire ne dégénèrent pas en accident au primaire. Il est probable que la sûreté du secondaire doit être regardée de plus près, en particulier en ce qui concerne la fiabilité du matériel utilisé.»⁸¹²

Outre le nombre élevé de ce type de vannes par tranche, la politique de

standardisation choisie par EDF imposait que les modifications soient effectuées sur toutes les tranches du parc, soit plusieurs dizaines d'unités. C'est là le revers de la médaille de la standardisation, qui permet certes de limiter les études à entreprendre, mais qui nécessite en cas de modification qu'elles soient appliquées à une échelle plus grande.

C'est la lenteur de mise en œuvre des modifications envisagées par EDF qui va poser le plus de problèmes entre l'exploitant et les autorités pendant toutes ces années. L'énorme enjeu économique du programme électronucléaire pèse principalement sur EDF mais aussi sur les experts et les autorités qui peuvent hésiter sur le rapport coût/bénéfice de telle ou telle modification, ou sur la date choisie pour les réaliser.

13.3.4. L'étude des accidents graves

Jusqu'à l'accident de TMI, l'étude des accidents graves - c'est-à-dire conduisant à la fusion du cœur, à la traversée de la cuve par le cœur fondu, puis à l'attaque du radier par le corium - était restée de l'ordre des spéculations théoriques et n'avait pas conduit à prendre des mesures concrètes pour le cas où un accident de ce type surviendrait.

L'étude des accidents graves avait été envisagée après le rapport de Rasmussen : en effet, si les conclusions simplifiées du rapport - la probabilité d'accident catastrophique est du même ordre de grandeur que la chute d'une météorite - pouvaient être mises en avant par les promoteurs de l'énergie nucléaire, le rapport montrait également que la fusion du cœur n'avait pas une probabilité si négligeable que cela. Se basant sur cette donnée, les analystes de sûreté comme les autorités avaient milité pour que soient étudiés les risques d'accident au-delà du dimensionnement conventionnel.

13.3.4.1. Les Plans particuliers d'intervention

L'élaboration des premiers Plans Particuliers d'Intervention (PPI) en octobre 1979 pour le démarrage de Fessenheim marque un début de prise en compte des accidents graves. Les PPI, rédigés avec le ministère de l'intérieur, font partie du plan général ORSEC qui fixe les structures et l'organisation des secours en cas de catastrophe. Un plan particulier d'intervention est établi pour chaque site. Il est mis en œuvre par le Préfet en coordination avec le Plan d'Urgence Interne (PUI) de la centrale. Le PPI est destiné à limiter l'exposition des populations en cas d'accident nucléaire.

Les PPI prennent en compte un accident plus grave que l'accident de dimensionnement. Comme il était impossible de déterminer tous les scénarios d'accident possibles et leur probabilité, les accidents graves ont été classés en fonction de leurs rejets potentiels. Ainsi, l'IPSN a publié à la fin des années 70, ce qu'il a appelé des «termes sources», S1, S2, S3, c'est à dire trois types de rejets de produits radioactifs dans l'atmosphère. Le rejet S1, le plus important, correspond à quelques dizaines de pour cent de l'inventaire du cœur pour les produits de fission volatils. S1 suppose une rupture de l'enceinte de confinement du réacteur quelques heures seulement après le début de

⁸¹² Tanguy Pierre, Cogné François, «Après l'accident de Three Mile Island : où en est la sûreté nucléaire ?», La Recherche, N°102, Juillet-Août 1979, pp. 799-804. Propos recueillis par Martine Barrère

l'accident, c'est pourquoi, comme nous le verrons plus loin, les autorités françaises considèrent ce type de rejets comme impossibles sur les Réacteurs à Eau Pressurisée. Le rejet S2 correspond à quelques pour cent des produits radioactifs contenus dans le cœur, qui seraient relâchés hors de l'enceinte directement à l'atmosphère, sans filtration, après plus d'un jour. Le rejet S3 correspond à quelques pour mille de la radioactivité, ce qui correspond à un accident dont les rejets seraient effectués à travers un filtre, 24 heures ou plus après le début de l'accident. Les moyens disponibles dans les plans particuliers d'intervention doivent permettre de supporter le terme source S3.

En substance, les PPI ont été élaborés sur la considération qu'il était possible, dans un délai de 12 à 24 heures après le début de l'accident, d'évacuer la population dans un rayon de 5 km et que la population située entre 5 et 10 km pourrait être confinée à l'intérieur des habitations. Le rejet S3 est compatible dans le court terme avec ces mesures prévues dans les PPI. A la suite de TMI, des procédures et des moyens spécifiques (éventage de l'enceinte de confinement à travers des filtres par exemple) seront instaurés pour réduire les rejets de type S2 à des rejets ne dépassant pas S3.

13.3.4.2. De nouvelles procédures de conduite : les procédures ultimes et l'approche par état.

A la suite du rapport Rasmussen, en 1975, EDF avait étudié la perte totale de certains systèmes importants pour la sûreté, allant au-delà de l'analyse exigée par les concepteurs américains. Ceux-ci estimaient qu'étant donné la redondance dont ils étaient pourvus, le circuit de refroidissement intermédiaire ou le circuit d'eau alimentaire de secours des générateurs de vapeur seraient toujours disponibles.

Sur la base de ces études, des discussions entre EDF et les autorités de sûreté avaient abouti à la fixation en 1977 d'objectifs de sûreté globaux en terme de probabilité et de conséquences⁸¹³ : le SCSIN spécifiait que le dimensionnement des installations devait être tel que la probabilité globale qu'une tranche soit à l'origine de conséquences inacceptables ne devait pas dépasser 10^{-6} par an, et 10^{-7} par famille d'événement, ce qui signifiait qu'il fallait prendre en compte la perte de systèmes de secours redondants. Dans ce cadre, les autorités de sûreté avaient demandé à EDF d'étudier des procédures qui permettent de respecter ces objectifs. Ces travaux aboutirent à des procédures dites H, pour «Hors-dimensionnement», c'est-à-dire pour les accidents allant au-delà du dimensionnement initial. Jusque-là, les opérateurs disposaient de procédures dites I (incidentelles) et A (accidentelles) qui couvraient l'ensemble des incidents et accidents retenus à la conception.

Ces nouvelles procédures prenaient en compte les défaillances simultanées (par mode commun) de systèmes de sûreté redondants, défaillances qui n'avaient pas été retenues à la conception. C'est ainsi que la procédure H1 devait faire face à la perte totale de la source froide, la procédure H2 à la perte totale de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur, la procédure H3 à la perte totale des alimentations électriques internes et externes, la procédure H4 à la perte totale à terme des équipements de

⁸¹³ Cf. Partie III, § 10.3.3.

pompage et d'échange de chaleur en cas d'accident par perte de réfrigérant primaire (LOCA).

13.3.4.2.1. Comment éviter la fusion du cœur lors d'un scénario inconnu ? L'approche par états, la procédure U1.

Jusqu'à TMI, les procédures que les opérateurs devaient suivre en cas d'incident ou d'accident émettaient un certain nombre de consignes à partir d'un initiateur unique auquel on faisait cumuler différents effets de défaillances uniques. Chaque événement initiateur était associé à une conduite-type décrite dans les procédures de conduite I et A. Ces procédures étaient donc basées sur le déroulement d'un scénario imaginé à l'avance, une séquence d'événements successifs, non cumulés. Or ce type de procédures s'était révélé inadapté lors de l'accident de TMI où l'opérateur avait été confronté à un accident beaucoup plus complexe, sous la forme d'un cumul de défaillances matérielles ou humaines, simultanées ou limitées dans le temps. Les procédures dont disposait l'opérateur ne répondaient pas à ce type de défaillances, qui étaient hors des séquences préalablement étudiées.

Une solution pouvait consister à multiplier le nombre de scénarios possibles et donc le nombre de procédures de conduite, mais cela rendait le choix de la bonne procédure pratiquement impossible. De plus, cela rendait la conduite ultérieure d'autant plus dépendante du diagnostic initial, ce qui pouvait être problématique dans le cas où le système évoluerait dans une autre direction que celle prévue par les procédures. C'est pourquoi pour pallier les inconvénients de cette approche «événementielle», EDF et Framatome mettent au point au début des années 1980 une voie radicalement différente, «l'approche par Etats» (APE). Cette démarche propose des procédures qui ne sont plus élaborées à partir d'un diagnostic effectué à un moment donné d'un scénario, mais à partir de l'état physique de la tranche. Ce nouveau concept part du principe qu'en cas d'accident, il n'y a qu'un nombre limité d'états thermohydrauliques possibles de la chaudière, et qui se traduisent par un certain nombre de grandeurs physiques : il s'agit donc de repérer tous ces états possibles d'après leurs caractéristiques physiques afin de donner à l'opérateur les moyens d'identifier ces différents états et leur évolution pour pouvoir prendre les mesures nécessaires pour le refroidissement. Il n'est donc plus forcément nécessaire pour l'opérateur de connaître quel est le scénario qui a abouti à cet état dégradé pour effectuer le choix de la procédure qui doit lui permettre de ramener la chaudière dans un état de plus en plus sûr.

La mise en place de cette conduite nécessite l'étude et l'implantation d'une instrumentation supplémentaire. Un panneau de sûreté est rajouté en salle de commande, qui synthétise toutes les informations essentielles en conditions accidentelles et procure une aide à la conduite et à la surveillance par état. L'approche par état sera généralisée sur les tranches 900 autour des années 1985-86.

La première procédure à découler de l'approche par états est la procédure d'urgence baptisée «U1». L'objectif de cette procédure est d'éviter ou de limiter et retarder l'endommagement du cœur et ses conséquences radiologiques, dans des situations où aucune des procédures I, A ou H ne serait efficace. Une procédure spéciale dite de

«Surveillance Permanente» permet de détecter les situations pour lesquelles les procédures en cours ne seraient plus efficaces. Un diagnostic d'état du réacteur dans le cas de dépassement de certains critères physiques entraîne le basculement dans la procédure U1, puis le pilotage de l'installation indépendamment de la connaissance de l'événement initiateur, selon l'approche par états physiques de la chaudière. U1 se veut un rempart supplémentaire de prévention.

Si la prévention par la procédure U1 échoue, il faut alors se préoccuper des actions à suivre en présence d'un cœur fondu. Les procédures ultimes destinées à gérer une situation où un accident grave se serait effectivement produit sont étudiées à partir de 1981, à la demande des autorités de sûreté : elles sont destinées à prévenir ou à minimiser les conséquences radiologiques des accidents graves.

13.3.4.2.2. En cas d'accident : des procédures pour sauvegarder l'intégrité du confinement

L'accident de TMI pousse donc les divers acteurs de la sûreté nucléaire en France et dans le monde à envisager les conséquences d'un accident grave, jusque-là considéré comme «hypothétique» («Class 9 accident» selon la désignation américaine) et non prévu dans le dimensionnement.

Le changement conceptuel est d'importance puisqu'on suppose que la prévention a échoué, que l'accident grave est survenu, que le cœur a effectivement fondu, et on s'intéresse aux actions à mener pour limiter les conséquences. Or en cas de fusion du cœur, l'essentiel est de se concentrer sur la tenue de l'enceinte, qui constitue la barrière ultime entre les produits radioactifs et l'environnement. Il s'agit d'un nouvel objectif de sûreté : s'assurer que l'enceinte tient et que la protection est suffisante pour au moins avoir le temps d'évacuer les populations au voisinage si nécessaire. En d'autres termes, il faut s'assurer que l'enceinte puisse réduire les rejets dans l'environnement à un niveau compatible avec les plans d'évacuation externes. Après celui de l'impossibilité de la fusion du cœur, c'est un autre dogme qui est mis en cause, celui de l'intégrité du confinement.

Le rapport Rasmussen avait identifié un certain nombre de situations pouvant conduire à la perte de l'étanchéité de l'enceinte de confinement : une explosion de vapeur dans le cœur (mode □), un défaut d'étanchéité préexistant entre bâtiments (mode □), une combustion d'hydrogène (mode □), une surpression (mode □), et la traversée du radier (mode □). Des études sont lancées en France pour évaluer la tenue de l'enceinte en partant de ces différents modes proposés aux Etats-Unis, assortis d'hypothèses sur leur vraisemblance et leur conséquence.⁸¹⁴

En France, les différents partenaires de la sûreté considèrent que le mode □, une explosion de vapeur qui serait suffisamment énergétique pour rompre le confinement et conduire à un rejet de produits radioactifs dans les premières heures qui suivent l'arrêt du réacteur est très peu crédible, si ce n'est complètement impossible. Le mode □, effets d'une combustion d'hydrogène et de monoxyde de carbone dans l'enceinte, également,

⁸¹⁴ Cf. notamment : Pierre Tanguy, «The French Approach to Nuclear Power Safety», Nuclear Safety, Vol. 24, No. 5, September-October 1983, pp. 589-606.

n'est pas considéré comme très problématique : les premières études lancées montrent qu'en cas de déflagration de la totalité de l'hydrogène produit par l'oxydation de toutes les gaines de combustible, la pression maximale dans l'enceinte serait inférieure à la résistance limite des enceintes de confinement des tranches 900 MWe. Par contre, l'enceinte interne des tranches de 1300 MWe pourrait subir une fissuration au moins transitoire et des études sont lancées pour évaluer l'importance des phénomènes. Sur la base de ces premières évaluations, les deux modes précédents ne font pas l'objet de mesures concrètes sous la forme de procédures pour les opérateurs. Par contre, les modes □, □, et □ font l'objet de procédures ultimes, proposées par EDF et acceptées par les Autorités de sûreté.

La procédure U2 explicite la conduite à tenir en cas de défaut d'isolement de l'enceinte de confinement : destinée à combattre le mode □, elle permet de surveiller l'étanchéité de l'enceinte en détectant et localisant les défauts d'isolement et en organisant les moyens pour y remédier. Le mode □, correspondant à la rupture du radier après sa traversée par le corium, est considéré comme le plus probable, même si les rejets qui s'ensuivraient dans l'environnement sont estimés les plus faibles. Il fait l'objet d'une procédure ultime dite U4, regroupant les dispositions visant à éliminer les voies de relâchement de produits radioactifs par le sol en cas de percement du radier. Enfin, une procédure U5 prévoit la décompression de l'enceinte pour lutter contre le mode □ : une libération progressive d'une très grande quantité de gaz pendant l'érosion du béton du radier par le corium, à laquelle pourrait s'ajouter la vapeur produite par l'eau utilisée pour ralentir la progression du corium en le refroidissant, pourrait conduire à une augmentation de pression à l'intérieur de l'enceinte, qui soumise à cette pression sur une certaine durée pourrait se rompre. C'est pourquoi le choix est fait en France, plutôt que de risquer de perdre le confinement, d'installer sur tous les réacteurs un système permettant d'effectuer un dégonflage partiel volontaire de l'enceinte à travers des filtres.

Là encore, cette mesure va à l'encontre des hypothèses admises jusque-là qui postulaient l'intégrité du confinement : on suppose désormais que l'enceinte peut se rompre, que donc le confinement n'est plus absolu, et qu'il faut protéger l'intégrité de l'enceinte, soulager l'enceinte en déchargeant à moyen terme une partie des gaz. Mais comme ceux-ci comportent des produits toxiques, il faut les faire passer à travers des filtres. EDF a donc dû s'atteler à la conception de tels filtres, et il faut remarquer que la conception de tels dispositifs est fortement dépendante des hypothèses que l'on émet quant à la quantité de produits qui devront être retenus dans ces filtres : les premiers calculs effectués à partir d'hypothèses particulièrement pessimistes montraient que si les filtres devaient être efficaces, c'est-à-dire retenir tous les produits supposés, la chaleur dégagée à l'intérieur du filtre à sable par les produits de fission, piégée dans le sable, ne pourrait être évacuée et ceux-ci fondraient. On retrouve ici le débat sur l'accident maximal hypothétique : si l'on cumule théoriquement toutes les hypothèses les plus défavorables, aucun dispositif ne pourrait faire face à la catastrophe. En tenant compte d'hypothèses plus «réalistes», s'appuyant sur l'efficacité de certaines parades et des phénomènes physiques en jeu, on peut limiter ces hypothèses à des valeurs moins pénalisantes, qui autorisent la conception et la construction. Entre l'hypothétique que consciemment ou non on a tendance à assimiler à la probabilité nulle, et le probable assimilable par les

pessimistes à la certitude, c'est tout l'art des experts de la sûreté de proposer des critères de décision.

13.3.4.2.3. Un quatrième niveau à la défense en profondeur

Les leçons tirées de l'accident de TMI conduisent ainsi à un approfondissement de la démarche de sûreté, qui prend désormais en compte un certain nombre d'événements qui avaient été ignorés dans le dimensionnement initial des installations. La prise en compte de la perte totale de certains systèmes importants pour la sûreté comme la perte de la source froide, de l'alimentation en eau des générateurs de vapeur (ASG), de l'alimentation électrique, ou des systèmes d'injection de secours et d'aspersion de l'enceinte, débouche sur de nouvelles procédures dites «H» qui doivent assurer un niveau supplémentaire dans la prévention de la fusion du cœur. Enfin, en cas d'échec de toutes les mesures prises au stade de la prévention, des procédures dites «ultimes» sont instaurées pour gérer les accidents graves et limiter les rejets radioactifs. Cette «révolution culturelle» revient à ajouter un quatrième niveau dans la défense en profondeur : en plus de la prévention (fonctionnement normal : niveau 1), la surveillance (régulation, protection : niveau 2), la sauvegarde (incidents et accidents postulés, procédures I, A, H : niveau 3) les procédures ultimes permettent de gérer les accidents graves (le cœur a fondu), après avoir basculé dans la conduite «par états» (niveau 4).

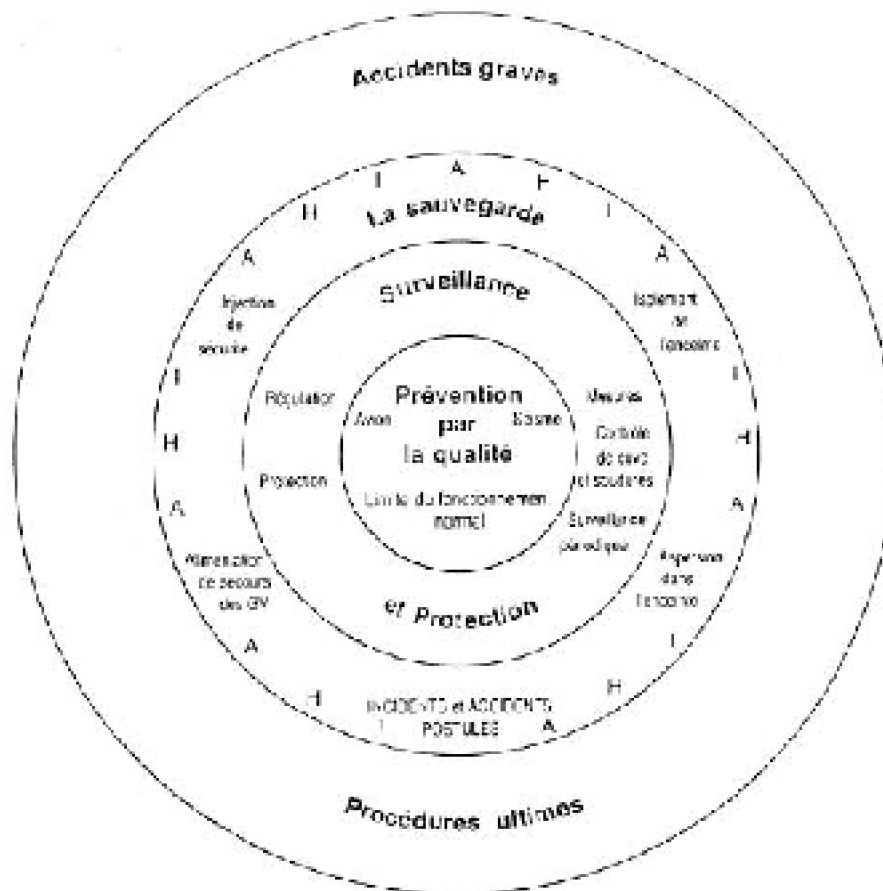


Schéma des lignes de défense avec la ligne supplémentaire des accidents graves.

Source : (Libmann, J., Approche et analyse de la sûreté des réacteurs à eau sous pression, INSTN-CEA, 1986, p. 115)

13.3.4.3. Les études de sûreté sur les accidents graves

Parallèlement à la mise au point des procédures ultimes et afin de les valider, les études sûreté se réorientent sur les accidents sévères et les cœurs sévèrement dégradés afin d'améliorer les connaissances sur leur déroulement, les possibilités de les maîtriser ou de limiter leurs conséquences. Les recherches s'orientent également vers l'étude de séquences accidentelles plus physiques et plus réalistes que celles des accidents hypothétiques : on déplace l'accent mis jusque-là sur la rupture double débattement, au profit de l'étude d'accidents avec des brèches de toutes tailles.

L'orientation des recherches en direction des accidents graves peut être résumée, pour les réacteurs à eau sous pression, par les différentes étapes des études menées sur

le réacteur Phébus de l'IPSN ⁸¹⁵. Entre 1979 et 1989, diverses séries d'expériences sont effectuées pour vérifier expérimentalement le comportement mécanique et thermique d'un faisceau de 25 crayons combustibles représentatifs des assemblages d'un réacteur 900 MW soumis à un accident de perte de réfrigérant primaire (APRP ou LOCA).

La première partie du programme baptisé «Phébus LOCA» s'attache à reproduire sur la gaine des crayons combustibles une évolution de la température et de la pression voisine de celle prévue par l'analyse de sûreté en cas de rupture guillotine de la branche froide du circuit primaire. Phébus doit reproduire le scénario de l'accident : à partir d'une valeur nominale de 300°C, on étudie la température de la gaine jusqu'à 1200°C (Phase I et II du programme).

Les expériences se poursuivent à partir de 1984 avec le programme «Phébus CSD» (Cœur Sévèrement Dégradés) dont l'objectif est d'étudier les phénomènes physiques qui interviennent dans la dégradation d'un cœur de réacteur dans le cas où sa température atteindrait des valeurs au-delà de 1200°C. Dans un premier temps (phase III), les essais se déroulent entre 1200 et 1850° (température de fusion des gaines). Ils se poursuivent avec la phase IV pour des températures allant jusqu'à 2800°C (température de fusion de l'oxyde d'uranium).

Tous ces essais sont menés en parallèle avec la mise sur pied de codes de calcul chargés de les interpréter. Le code CATHARE (Code d'Analyse Thermo-Hydraulique des Accidents des Réacteurs à Eau) développé pour les essais des phases I et II, modélise un accident de perte de réfrigérant primaire avec fonctionnement des systèmes de refroidissement de secours. Le code ICARE développé pour les phases III et IV décrit lui la dégradation d'un cœur pour les accidents graves avec défaillance des systèmes de refroidissement de secours.

A partir de 1986 est étudié le programme «Phébus PF» (Produit de Fission) qui démarrera en 1989 en collaboration avec de nombreuses organisations internationales. Après des expériences à taille réduite permettant d'évaluer individuellement chacun des phénomènes se produisant lors d'une séquence accidentelle, ces connaissances sont intégrées sous forme de modèles physiques dans des codes de calcul d'accidents. Ces codes sont soumis à de nombreuses vérifications à l'aide d'essais complémentaires. Intervient alors Phébus PF qui se veut une expérience globale ayant pour objet de vérifier qu'aucun phénomène élémentaire n'a été oublié. L'installation Phébus PF est le modèle réduit d'un réacteur 900 MW (facteur d'échelle 1/5 000 environ) : elle comprend un réacteur d'une puissance de 40 MW, un dispositif d'essai, une portion de circuit simulant le circuit primaire et un réservoir de 10 m³ représentant l'enceinte de confinement. Dans le cadre du développement des connaissances sur les accidents graves, Phébus PF simule l'enchaînement des processus physico-chimiques dans le circuit primaire qui gouvernent le relâchement des produits de fission qui se trouveraient libérés hors du combustible jusque dans l'enceinte de confinement à la suite de la fusion totale ou partielle du combustible d'un réacteur. Phébus PF apportera de nombreux renseignements sur les accidents de fusion du cœur, parfois surprenants. ⁸¹⁶

⁸¹⁵ En 1983, ce sont près de 400 personnes qui travaillent au sein du Département d'Etudes et de Recherches en Sécurité (DERS) de l'IPSN, dont les trois quarts sur le site de Cadarache où est située l'installation Phébus.

13.3.5. Le retour d'expérience

13.3.5.1. Le recueil des incidents et la recherche des événements précurseurs

L'analyse des incidents en exploitation est remis à l'ordre du jour de façon pressante après Three Mile Island. Ce n'est certes pas une préoccupation nouvelle pour l'industrie nucléaire, mais force est de constater que les problèmes, identifiés de façon précoce, n'étaient pas toujours suivis d'action. Par exemple, dès 1961, le Britannique Farmer insistait sur l'importance de son système de rapport sur les incidents, alors que Jean Bourgeois en France, réclamait en 1966 lors d'une séance de la Commission de Sûreté des Installations atomiques du CEA que tous les incidents ayant eu ou non des conséquences lui soient rapportés. En 1973, lors de la troisième conférence sur la sûreté des réacteurs de l'AIEA à Jülich, au cours de la session sur la «sûreté en exploitation», on notait un nombre assez élevé d'incidents mineurs. Si quelles que soient les filières, aucun incident n'avait jusqu'ici eu de conséquences graves à l'extérieur des centrales, les statistiques américaines portant sur 29 centrales en exploitation⁸¹⁷ faisaient apparaître une grande quantité de défauts de fonctionnement de vannes⁸¹⁷ et une probabilité relativement plus élevée que celle généralement prévue de mauvais fonctionnement des systèmes d'arrêt. D'après l'expérience de ces années d'exploitation, la conférence tirait déjà comme enseignement général de sûreté que l'appareillage de surveillance se révélait certes bien adapté aux régimes normaux, mais insuffisant en cas de dépassement des valeurs de consigne et particulièrement en cas d'accident. Par ailleurs, elle estimait que la formation devait être développée à tous les échelons pour éviter des erreurs graves.

13.3.5.2. Un exemple d'événement précurseur dont on ne tient pas compte : Davis Besse

L'accident de TMI avait été précédé d'incidents similaires et d'erreurs d'opérateurs. Des rapports avaient été établis sur ceux-ci, annonçant qu'ils pourraient se reproduire. La preuve avait établie que certaines centrales fonctionnaient avec des défauts d'équipements persistants et non corrigés. Tous ces signes furent ignorés ou sous-évalués. Par exemple, depuis 1970, 11 vannes de décharge⁸¹⁸ étaient restées bloquées en position ouverte sur d'autres installations avant la panne de TMI. La commission Kemeny avait noté qu'un inspecteur de la NRC, James Creswell, avait constaté des incidents sur deux réacteurs Babcock and Wilcox dans lesquels les instruments ne donnaient pas d'indication correcte aux opérateurs sur les conditions réelles d'exploitation.

⁸¹⁶ Voir Partie V.

⁸¹⁷ Morris, «Expérience de la sûreté d'exploitation des réacteurs nucléaires», Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, AIEA, 1973.

⁸¹⁸ Il s'agit des célèbres vannes PORV (pilot-operated relief valves) dans le jargon technique américain.

En 1977, un incident sérieux s'était produit à la centrale de Davis Besse, où les systèmes principaux d'alimentation en eau n'avaient pas fonctionné à cause d'une vanne de décharge restée ouverte, et l'opérateur avait mal interprété le niveau d'eau dans le réacteur en se basant sur des indications de niveau du pressuriseur. Ces informations fausses l'avaient déjà conduit à mettre hors service les pompes d'alimentation de secours, ce qui est exactement le scénario qui s'est produit à TMI. Mais à la différence de Davis-Besse qui ne fonctionnait qu'à 9 % de sa puissance nominale, TMI-2 fonctionnait lui à 96%, et la défaillance de la vanne de décharge fut découverte à Davis-Besse après 22 minutes alors qu'elle ne le sera à TMI que plus de deux heures après.

Plus d'un an avant l'accident de TMI, l'inspecteur de la NRC tenta de communiquer ses inquiétudes à sa hiérarchie, à l'exploitant et au constructeur. Finalement il trouva deux commissaires de la NRC qui acceptèrent de l'écouter : le rapport qu'ils envoyèrent à l'équipe de la NRC demandant des réponses aux questions de Creswell fut remis le jour suivant l'accident de TMI. Côté B&W, l'incident de Davis-Besse n'était pas passé inaperçu et deux ingénieurs avaient été envoyés pour investigation. Des employés tentèrent de prévenir les clients de B&W, mais en vain. Des documents internes de B&W révélèrent plus tard que la compagnie était au courant des défauts de ses réacteurs⁸¹⁹.

L'intérêt du suivi d'exploitation était reconnu depuis longtemps, mais dans les faits, l'attitude était bien plutôt de considérer qu'un incident sans conséquence n'avait pas d'importance.

13.3.5.3. Les organisations créées pour le retour d'expérience d'exploitation

A la suite de TMI, les préoccupations concernant la sûreté en exploitation se traduisent par la création d'organismes chargés d'assurer une meilleure utilisation de l'expérience d'exploitation des réacteurs nucléaires. Aux Etats-Unis, les différents exploitants fondent en septembre 1979 un institut, l'INPO (Institute of Nuclear Power Operators) pour mener des actions communes dans le domaine de la sûreté. L'Electric Power Research Institute (EPRI) de son côté crée un centre d'analyse de sûreté (Nuclear Safety Analysis Center) d'une trentaine de personnes pour étudier l'accident de Three Mile Island⁸²⁰ et les incidents qui se sont produits sur les centrales pour en trouver les causes profondes. Les résultats de son analyse sont ensuite diffusés à l'ensemble des exploitants concernés. Le

⁸¹⁹ Nancy G. Leveson (s'appuyant sur Mike W. Martin and Roland Schinzinger, *Ethics in Engineering*, McGraw-Hill Book Company, New York, 1989) cite un autre exemple montrant comment les signaux précurseurs de TMI furent (mal) traités : un rapport d'un ingénieur de la Tennessee Valley Authority, Carlyle Michelson, à la Division Sûreté des Systèmes de la NRC, avait soulevé la possibilité de formation d'une bulle de vapeur à l'intérieur du système de refroidissement du réacteur. Le rapport mentionnait également le danger d'une mauvaise interprétation du niveau de refroidissement par la lecture du niveau du pressuriseur. A la NRC on ne jugea pas nécessaire d'alerter les exploitants sur cette question. Dix jours après l'accident de TMI, l'ACRS demandait à la NRC d'exécuter les recommandations de Michelson. Nancy G. Leveson, op.cit., p. 65.

⁸²⁰ Un autre objectif immédiat est de convaincre le public que le nucléaire est une énergie sûre. Doté d'un budget de 4,8 millions de dollars, 3,5 millions sont consacrés à l'étude de l'accident, 1,3 à la campagne de relations publiques. D'après Dorothy Nelkin, «The Role of the Expert at Three Mile Island» in : Sills, David L., Wolf C. P., Shelanski, Vivien B. (eds), *Accident a Three Mile Island: The Human Dimensions*, Westview Press, Boulder, 1982, pp. 143-154.

centre coordonne la recherche des parades par les exploitants, et après avoir choisi la meilleure solution, en assure le retour vers les centrales nucléaires intéressées par l'incident. La NRC également, dans le cadre d'un bureau d'analyse et d'évaluation de données d'exploitation, développe un outil informatisé de recherche de défaillance de mode commun et d'interactions complexes entre systèmes. Cette recherche utilise des études de séquences et est enrichie par des données historiques d'exploitation.

En Europe, le comité de sûreté de l'agence pour l'énergie nucléaire de l'OCDE (CSNI) met en place en 1980 un système de notification des incidents (IRS) : chaque année lors de la séance plénière qui se tient au mois de novembre, les responsables des différents pays présentent un rapport sur les incidents survenus dans les installations nucléaires dans leur pays. Pour ce qui concerne la France, l'étude des enseignements à tirer des incidents d'exploitation, même mineurs, est devenue une des priorités des responsables de la sûreté avec le démarrage en rafale des centrales françaises. Cette préoccupation n'est pas nouvelle - depuis 1973, le DSN du CEA utilise son propre fichier d'incidents survenus sur les réacteurs nucléaires de recherche et de puissance - mais l'accident de TMI a fait prendre conscience de l'importance qu'il y avait à scruter l'expérience d'exploitation des installations afin de déceler les incidents précurseurs d'accidents graves pour pouvoir prendre à temps les mesures correctives qui s'imposent.

A la suite de TMI, EDF renforce les procédures pour la prise en compte du retour d'expérience (REX). Pour le Service de la Production Thermique (SPT), le service faisant office d'exploitant au sein d'EDF, l'expérience d'exploitation est encore faible au début des années 80. Depuis 1975, le SPT, avec l'aide de la Direction des Etudes et Recherches (DER), a mis au point un fichier qui gère les données relatives aux matériels afin d'en améliorer la fiabilité (le SDRF, système de recueil des données de fiabilité). En 1980, le SPT crée une structure nationale d'analyse des incidents au sein d'un département «Exploitation». EDF se dote ainsi d'un fichier informatique des événements, commun aux trois directions, Direction de l'Équipement, SPT et DER. L'exploitation des données d'exploitation est assurée par des comités mixtes, dont le premier, le Comité de Retour d'Expérience (COREX) est créé à partir de 1981 par la Direction de l'Équipement au sein du SEPTEN : il est chargé de sélectionner et d'analyser les événements survenus avant la mise en service, afin d'étudier d'éventuelles modifications à la conception. Trois autres comités complètent ce dispositif de retour d'expérience : un comité de la Production thermique présidé par un ingénieur du SPT s'occupe des tranches en exploitation, un comité de retour d'expérience relatif aux incidents et événements en fonctionnement et un comité relatif à la technologie du matériel conventionnel.

Depuis 1979, EDF doit transmettre chaque semestre aux Autorités de sûreté les bilans des incidents survenus sur ses centrales. Ce bilan est examiné par le Groupe Permanent. Le SCSIN définit également à EDF plusieurs objectifs pour l'analyse des incidents et l'évaluation de l'expérience d'exploitation du point de vue de la sûreté : tout d'abord, il faut détecter les précurseurs d'accidents plus sévères et définir les mesures correctives adéquates. Les incidents précurseurs qui justifient un examen en profondeur ne sont pas seulement ceux susceptibles d'entraîner des dommages sur le cœur, mais aussi ceux plus fréquents qui pourraient avoir des effets plus importants pour le public ou le personnel d'exploitation que ceux prévus à la conception. Un deuxième objectif est

l'évaluation des points faibles des installations afin d'homogénéiser le niveau de sûreté. L'analyse des incidents doit permettre ensuite de valider les évaluations probabilistes faites a priori sur les systèmes principaux. Enfin le retour d'expérience doit permettre la vérification du bien fondé des mesures prises conformément à l'analyse des incidents. Le SCSIN demande également que l'IPSN analyse de façon permanente les informations fournies par EDF.

A la demande du SCSIN, le fichier des événements d'EDF est transformé début 1981 en un fichier national ouvert aux autorités de sûreté, au DSN de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire et aux Directions interdépartementales de l'industrie des régions comportant des centrales nucléaires. Il sera opérationnel début 1983; 4000 événements environ sont alors répertoriés, parmi lesquels on compte près de 3000 incidents. Le SCSIN souhaite que ce fichier soit utilisé de façon plus large pour pouvoir prendre en compte parmi tous ces événements ceux qui impliquent la sûreté des installations nucléaires. Les utilisateurs peuvent dès lors consulter en temps réel la banque de données des événements. Une organisation est mise en place pour que les informations soient enregistrées dans les meilleurs délais, aussi bien la déclaration proprement dite que les suites qui peuvent être données : l'instruction, les études et la réalisation des modifications.

13.3.5.4. Quels incidents prendre en compte pour l'évaluation de la sûreté ?

Dans tous les pays, les procédures d'autorisation mettent en jeu la collaboration de nombreux organismes (autorités locales et gouvernementales, commission de sûreté, instituts de recherche, experts, constructeurs et exploitants), ce qui nécessite des échanges d'une masse énorme d'informations. Ceci explique pourquoi dans de nombreux pays on en est venu à l'idée de constituer un système de stockage et d'analyse de ces informations par ordinateur, afin de standardiser les procédures. Un tel système avait été essayé par l'AEC américaine qui l'avait abandonné après avoir dépensé un million de dollars sans avoir abouti. En 1973, l'AEC avait décidé de limiter le stockage des informations sur ordinateur aux accidents, dont 550 avaient été analysés. Le nombre d'incidents pour un seul réacteur peut en effet être colossal selon la définition qu'on donne d'un incident : lors de la conférence de Jülich de 1973, un représentant américain avance le chiffre de 3 à 4000 incidents en 20 ans pour le réacteur de Savannah River, en considérant certes comme incident tout dépassement même très faible des valeurs nominales.

Parmi tous les événements qui se produisent nécessairement dans une centrale, il a été nécessaire d'établir une procédure de sélection des événements que l'exploitant doit déclarer aux autorités de sûreté. Dans le cas français, deux groupes d'événements ont été distingués en fonction de leur gravité, et dont les modalités et les délais de transmission sont différents, les «événements intéressant la sûreté» et les «incidents significatifs». Ont été qualifiés d'«événements» tous les incidents qui ont conduit à la défaillance de matériels importants pour la sûreté de la tranche ou au dépassement de certains seuils fixés pour les paramètres de fonctionnement : ces limites comme ces matériels sont précisés dans les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE). Ces événements, qui ne sont pas graves en général, ne font pas l'objet d'une procédure de

déclaration particulière, ils sont simplement introduits dans le fichier informatisé. Cela concerne 30 à 50 événements par an. Parmi tous les événements susceptibles de se produire, seuls certains méritent une analyse détaillée, ceux qui auraient vocation à être des précurseurs d'accidents graves. Ces événements ont été qualifiés «d'incidents significatifs». Pour éviter que les interprétations sur l'importance des incidents ne varie d'une centrale à l'autre, le DSN du CEA a proposé un certain nombre de critères, qui ont été officialisés par les autorités de sûreté :

1. Arrêt d'urgence du réacteur sauf s'il s'agit d'une action intentionnelle programmée; 1.
2. Mise en œuvre d'un système de sauvegarde (injection de sûreté, isolement du confinement, aspersion, alimentation de secours en eau); 2.
3. Perte d'une fonction de sûreté (perte totale d'un système de sûreté, perte partielle d'un système de sûreté qui a ou aurait nécessité l'arrêt du réacteur d'après les spécifications techniques, dépassement de certains seuils de sûreté, défauts de mode commun qui ont ou auraient pu résulter dans la défaillance d'un ou plusieurs systèmes de sûreté); 3.
4. Problèmes identifiés dans la conception, la fabrication ou l'exploitation résultant dans des conditions d'exploitation non prévues ou pouvant dépasser les conditions définies à la conception; 4.
5. Tout rejet de radioactivité dépassant les limites autorisées; 5.
6. Irradiation de personnels supérieure aux limites réglementaires; 6.
7. Incident nucléaire ou non ayant entraîné mort d'homme ou blessure grave; 7.
8. Agressions externes (naturelles ou d'origine humaine) qui pourraient affecter la sûreté de l'usine; 8.
9. Sabotage (effectif ou tenté); 9.
10. Tout autre incident jugé important par le responsable de la centrale. Feltin C., B. Fourest, J. Libmann, «Reactor Operation Feed-Back in France», Conférence internationale sur la sûreté des réacteurs à neutrons thermiques, Chicago, 29.8-2.9.1982, Rapport DSN N°569e. 10.

Ces «incidents significatifs» doivent être notifiés aux Autorités de Sûreté, dans les 24 heures, par téléphone ou télex. Un rapport détaillé répondant à un plan standard doit être envoyé dans un délai d'un mois.⁸²¹ Une fois qu'un incident significatif est détecté par l'exploitant, il doit informer immédiatement, outre les services centraux d'EDF, les autorités de sûreté aux fins d'analyse. Une première analyse est effectuée au niveau local où un compte rendu précis de l'incident est rédigé pour en définir les causes profondes. Ce compte-rendu est envoyé aux services centraux d'EDF et aux autorités de sûreté qui effectuent chacun une analyse approfondie. EDF peut ainsi définir les mesures correctives éventuelles et les autorités de sûreté peuvent juger de leur acceptabilité.

⁸²¹ Après la période de démarrage du réacteur, plus riche en incidents, on compte de l'ordre de 10 incidents significatifs par mois et par tranche.

13.3.5.5. Premier bilan du retour d'expérience

A la fin de l'année 1982, l'IPSN est en mesure de tirer un premier bilan des incidents survenus sur les centrales PWR françaises⁸²². L'analyse des incidents montre que les enseignements peuvent être regroupés en plusieurs grandes catégories.

La première concerne ce que les responsables de l'IPSN appellent «l'effet palier», illustrant le «revers de la médaille» des grandes séries d'installations standardisées qui sont à la base du programme électronucléaire français. L'effet de la standardisation est sans nul doute bénéfique sur le plan économique et du point de vue de la sûreté puisque l'expérience acquise sur une tranche est facilement transposable à l'ensemble du parc. Mais à contrario, des défauts de conception ou de construction peuvent avoir un caractère générique et rendre l'ensemble du programme plus vulnérable. C'est ainsi que l'analyse montre que sur 286 incidents analysés, la moitié environ est due à des problèmes génériques.

Le deuxième enseignement concerne les problèmes d'exploitation liés au facteur humain. Environ la moitié des incidents liés au facteur humain concernent la qualité des procédures d'exploitation, qui, relativise-t-on, n'étaient pas encore totalement formalisées ou appliquées à tous les réacteurs. Mais des incidents survenus dans les laboratoires ou les usines du cycle du combustible montrent l'importance à attacher à ces questions. Outre la rédaction de procédures adaptées, on note les dangers liés à l'accoutumance des équipes d'exploitation : dans des réacteurs dont les équipes en place depuis de nombreuses années ont acquis une grande expérience, on constate dans certains cas une baisse de vigilance, et une accoutumance qui presque toujours conduit à ignorer les procédures écrites.

Le troisième grand thème de réflexion concerne les défaillances de systèmes et au premier chef les problèmes posés par la robinetterie des PWR, question qui illustre à quel point des matériels considérés comme «sans problème» dans l'industrie classique se sont révélés inaptes dans leur conception initiale à assurer le fonctionnement des grandes chaudières nucléaires pressurisées. Les fuites dans les soupapes sont en effet une cause majeure des défaillances de systèmes. Le manque de confiance dans le comportement correct des soupapes de sûreté ou de décharge du pressuriseur ont conduit à redéfinir complètement le système de protection du circuit primaire contre les surpressions.⁸²³ L'autre contribution importante aux incidents matériels provient des réservoirs d'injection de bore et de leur système de pompage à cause de la forte concentration en bore (21 000 ppm). Ce système n'est pas redondant et, en des circonstances mineures, il peut être rendu indisponible ce qui oblige à arrêter le réacteur suivant les spécifications techniques. Lors de l'analyse de la sûreté du palier 1300, EDF a démontré aux autorités que ce système n'était pas nécessaire et il a été abandonné. Des études en cours en 1983 doivent montrer s'il est possible de diminuer sensiblement les concentrations en acide borique pour le palier 900. Au-delà du circuit primaire, l'un des enseignements tirés des

⁸²² D'après : Tanguy Pierre, «The French Approach to Nuclear Power Safety», Nuclear Safety, Vol. 24, No. 5, September-October 1983, pp. 589-606, et Cogné François, «Enseignements tirés des incidents survenus sur les installations nucléaires», 19e comité des programmes de l'IPSN, 9 juin 1982.

incidents est l'importance des systèmes auxiliaires dans l'initiation des incidents. C'est un aspect qui avait été négligé par les constructeurs des installations alors que c'est une réalité bien connue des exploitants. De façon générale, une des leçons est qu'il n'est pas sage de faire une trop grande distinction entre systèmes de «qualité sûreté» et les autres, en particulier au vu de l'importance de ces systèmes auxiliaires dans l'initiation des incidents.

Mis à part ces grands enseignements, les premières années d'exploitation du parc PWR montrent également que les tests périodiques effectués sur les 21 réacteurs en service ont eu une contribution non négligeable sur les incidents (10% des incidents ont eu lieu lors de tests périodiques), ce qui conduit à améliorer la périodicité des tests et la façon de procéder. L'analyse a également mis en évidence le fait que les risques pendant l'arrêt du réacteur sont loin d'être négligeables, même s'ils apparaissent moins importants qu'en pleine puissance : on reconnaît que les analyses pour l'évaluation de la sûreté effectuées jusque-là ne portaient sans doute pas assez d'attention à cette question.

L'accident de Three Mile Island marque la grande rupture dans l'histoire de l'énergie nucléaire civile, et donc dans l'histoire de la sûreté nucléaire. Selon une expression attribuée à Pierre Tanguy, on passe d'un nucléaire «trionphant», très technique, où parmi les dirigeants on estime que rien ne peut se passer de grave, à un nucléaire «honteux» : contrairement à ce qui était répété, tout n'était pas prévu, l'accident n'est pas impossible. L'accident, considéré jusqu'ici comme hypothétique, s'est produit, déjouant tous les scénarios imaginés. Même si les conséquences pour l'environnement sont relativement faibles, ce qui prouve la validité de la philosophie globale de la sûreté, beaucoup de certitudes quant au fonctionnement des installations sont tombées. Des sujets tabous jusqu'ici, la fusion du cœur, l'intégrité du confinement en cas d'accident, deviennent sujet d'étude, des mesures sont prises non seulement pour prévenir ces situations, mais pour en limiter les conséquences. Autre conséquence majeure de l'accident de Three Mile

823

Le rôle des soupapes de sûreté du pressuriseur est de garantir la protection du circuit primaire principal contre les surpressions dues à un accroissement de la masse ou de la pression de l'eau contenue dans la chaudière au cas où la régulation effectuée par le système d'aspersion d'eau au pressuriseur et les trois vannes de décharge du pressuriseur s'avérerait insuffisante. Ces soupapes de sûreté représentent donc un des éléments essentiels de la défense du circuit primaire principal contre les surpressions. Jusque-là, la protection était assurée par trois soupapes à ressort de marque CRISS de conception américaine. Quelques incidents relevés en 1980 et 1981 ont incité EDF, sur demande du SCSIN, à améliorer ce système de protection. La solution proposée en octobre 1981 par EDF et approuvée par le SCSIN consiste à protéger le circuit primaire principal contre les surpressions par trois lignes de soupapes de protection de marque SEBIM, isolées à l'aval par d'autres soupapes SEBIM identiques. Ces soupapes sont des soupapes pilotées dont la fermeture est assurée par la pression même du fluide de l'enceinte qu'elles protègent. L'absence de ressort permet des ouvertures franches sans aucun des phénomènes d'oscillation autour d'un point d'équilibre qui caractérisent les soupapes à ressort. Rappelons que les appareils à pression sont soumis à la réglementation en suivant l'arrêté du 26 février 1974 qui fait obligation de pouvoir isoler de façon sûre le circuit primaire principal des REP, et stipule que chaque soupape doit «être chargée soit par un poids unique, soit par un ressort (...), soit par un dispositif équivalent». Les soupapes SEBIM doivent donc obtenir l'équivalence auprès du Ministère de l'industrie après avis de la commission centrale des appareils à pression. Il est à noter que le nouveau système diminue le nombre de lignes de protection par rapport à l'ancienne, justifiée par la plus grande capacité d'évacuation de débit des nouvelles soupapes. D'après : Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, «Protection du circuit primaire principal des chaudières nucléaires à eau pressurisée du type 900 MWe contre les surpressions», SN, N°24, Novembre-décembre 1981, p. 9.

Island, les ingénieurs-concepteurs du nucléaire ont découvert avec fracas ce «facteur humain» qu'ils avaient négligé jusque-là. Un incident, banal au départ, dégénère en accident grave, car celui qui en assurait la conduite, n'a pas été en mesure de comprendre ce qui se passait. Après Three Mile Island, l'homme qui pilote un système technique complexe ne peut plus être considéré comme un simple transistor supplémentaire dans la machine, un mécanisme qu'il s'agit d'adapter, de plier à la machine. Plus même, en se mettant à la place de l'homme chargé de la conduite, c'est une nouvelle vision de la machine et de son fonctionnement que l'on perçoit. En cela, les enseignements tirés de Three Mile Island marquent un net approfondissement de la démarche de sûreté.

chapitre 14. Le retour d'expérience à l'épreuve des incidents sérieux. La sûreté du parc nucléaire, 1979-1986

C'est pendant l'exploitation que s'effectue la vérification des principes de conception et de construction. Ainsi, la période d'exploitation des centrales nucléaires françaises qui suit l'accident de Three Mile, entre 1979 à 1986, doit apporter la preuve de la validité des choix effectués quelques dix ans auparavant pour les centrales qui démarrent. Et l'un des critères de jugement est le retour d'expérience sur les problèmes et incidents qui se produisent au cours du fonctionnement.

Cette période est marquée tout d'abord par l'accident survenu sur le réacteur graphite-gaz n°2 de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux, considéré comme l'accident le plus grave qui se soit jamais produit sur une centrale nucléaire française. D'autres incidents vont défrayer la chronique comme l'affaire des «Défauts sous revêtements» découverts sur les plaques des générateurs de vapeur et sur les tubulures de cuve, et qui affectent les 18 tranches PWR du premier contrat pluriannuel au moment de leur démarrage en rafale. D'autres défauts de fabrication affecteront ensuite, là encore de façon générique, les broches de maintien des tubes-guides des grappes de commande des tranches, qui seront alors en fonctionnement. Ces deux incidents potentiellement dommageables pour la sûreté permettront d'illustrer le fonctionnement de l'expertise et les réactions des différents acteurs de la sûreté, eu égard aux répercussions pour la sûreté mais aussi aux conséquences économiques des options envisageables pour les solutionner. Enfin, la période post-TMI est marquée en France par un important incident sur le réacteur n°5 de la centrale du Bugey, qui n'aura pas de conséquences sur l'environnement, mais qui révélera des carences insoupçonnées de la conception et de l'analyse de la sûreté des réacteurs à eau pressurisée, permettant une nouvelle avancée dans la prévention du risque nucléaire.

14.1. Incident du 13 mars 1980 sur Saint-Laurent A2

«Le 13 mars 1980 à 17h40 le réacteur fonctionnant à sa puissance nominale soit 440 MWe, un accroissement brutal de la radioactivité du gaz de refroidissement a entraîné l'arrêt d'urgence du réacteur par l'intermédiaire du système de protection de détection générale de rupture de gaine. La libération des produits de fission et de l'uranium contenus dans les éléments combustibles à la suite de la détérioration de la gaine de certains d'entre eux a été la cause de l'augmentation notable de la pollution radioactive du circuit primaire dont le confinement est resté assuré par le caisson jouant le rôle de barrière d'étanchéité. Aucun rejet significatif de radioactivité n'a donc eu lieu sur le site et dans l'environnement.»

824

C'est ainsi que débute l'article du 14e bulletin du ministère de l'industrie consacré à la sûreté des installations nucléaires relatant l'accident de la tranche N°2 de la centrale UNGG de Saint-Laurent-des-Eaux⁸²⁵. Le bulletin SN, publié depuis 1978, fait le bilan tous les deux mois de la sûreté des installations nucléaires. Il comporte de façon immuable une première partie traitant des «activités réglementaires» par centrale (lettres, décrets, autorisations du ministre de l'industrie), suivie d'un chapitre sur le «fonctionnement des installations», qui rend compte en particulier des incidents de marche qui ont fait l'objet d'une analyse approfondie, centrale par centrale, par ordre alphabétique. Il présente ensuite en bref l'actualité nucléaire française (réunions des groupes permanents, de diverses commissions, les nominations...) puis internationale (relations entre autorités de sûreté). Un encadré présente également l'activité des inspecteurs des INB au cours de la période couverte par le bulletin (visites d'installations, examens, contrôles des différentes centrales ou usines). Des dossiers spéciaux sont parfois ajoutés, comme par exemple lors de l'accident de TMI. Suivant leur importance, les articles occupent un nombre de lignes plus ou moins grand, de cinq à dix lignes en moyenne, chaque page étant divisée en trois colonnes.

Le premier récit de l'accident de Saint-Laurent, dont nous avons cité les deux premiers paragraphes, preuve de son importance occupe une colonne entière, plus de 80 lignes. Mais suivant ce critère, ce n'est pas l'événement le plus marquant de ce numéro 14, puisque près de 130 lignes sont consacrées à l'incident survenu à l'usine de retraitement de combustibles irradiés de la Hague le 15 avril 1980 : un court-circuit a provoqué un incendie qui a détruit, notamment, la salle de contrôle de distribution de l'énergie électrique de l'établissement, et a nécessité le déclenchement du plan d'urgence

⁸²⁴ *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, SN, N°14, mars-avril 1980, p. 3.*

⁸²⁵ Après les trois réacteurs EDF de Chinon, le projet d'une nouvelle centrale à graphite-gaz a été étudié au cours de l'année 1962, présenté et approuvé en avril 1963. La puissance et les caractéristiques de la tranche et les éléments combustibles sont les mêmes que celles d'EDF3. Deux tranches jumelles sont implantées sur un site le long de la Loire près de Saint-Laurent-des-Eaux entre Orléans et Blois. Les premiers bétons sont coulés en juin 1963. Les réacteurs de Saint-Laurent inaugurent une conception nouvelle dite «intégrée» : les échangeurs extérieurs des réacteurs précédents sont rentrés à l'intérieur du caisson en béton précontraint, sous le cœur. Le cœur comporte environ 3 000 canaux contenant chacun 15 éléments combustibles. Leur refroidissement est assuré par une circulation de gaz carbonique dans le sens descendant. Ce fluide sous pression de trente bars environ est entraîné par l'intermédiaire de 4 turbosoufflantes. Après l'incident ayant affecté la Détection de Rupture de Gaine de Chinon A3 en octobre 1966, et après l'accident du 17 octobre 1969 qui affecte la tranche n°1 de Saint-Laurent, c'est le troisième gros problème qui touche un réacteur UNGG français en fonctionnement.

interne (PUI) et l'évacuation du personnel.

Mais revenons à l'incident de Saint-Laurent A2 qui est à ce jour l'accident le plus grave survenu sur une centrale française. L'article cité se poursuit par la description des mesures exceptionnelles envisagées par EDF et acceptées par le SCSIN pour évaluer les dégâts, et tout d'abord la vérification de l'efficacité des pièges à iode avant la décompression du caisson. Analysé par le DSN de l'IPSN et approuvé par le Service central, le programme d'observation de l'empilement a consisté à introduire une caméra dans le caisson : celle-ci a révélé que l'incident résultait d'un défaut de refroidissement local dû à l'obstruction partielle d'environ 2,6 canaux par la présence d'une plaque métallique d'une surface de l'ordre de 0,5m². C'est l'envol d'une des tôles de protection qui servaient à protéger des dispositifs de mesure de pression qui est venue boucher l'entrée des canaux.

Le numéro 19 du bulletin de janvier-février 1981, comportant un dossier spécial sur les travaux de remise en état de la tranche N°2, nous apprend qu'en fait l'incident a conduit à la fusion totale de deux éléments combustibles (2 x 10 kg d'uranium naturel) et à la fusion importante de la gaine de deux autres éléments. Après approbation par le ministère, EDF procède à partir du 15 avril au retrait de la poubelle qui a récupéré le combustible fondu. Mais auparavant des précautions particulières ont dû être prises étant donné le niveau très élevé de radioactivité régnant sous les échangeurs (10 rem/h au contact et plus de 1 rem/h d'ambiance à hauteur d'homme) : ce n'est qu'après décontamination de la partie basse du caisson pour permettre l'intervention du personnel, que l'expertise et la réparation des structures internes qui ont provoqué l'incident ont pu être entreprises. Après avoir retiré et examiné les éléments combustibles contenus dans les canaux voisins du canal accidenté, il a fallu mettre au point un dispositif spécial pour retirer les débris et la poubelle. Peuvent alors intervenir les opérations les plus délicates, les nettoyages du canal accidenté et de l'aire support située en dessous, par brossage et aspiration. Ces opérations ont elles aussi nécessité la mise au point d'outillages spéciaux pour un travail à distance, ces opérations étant délicates en raison du niveau élevé d'activité qui régnait dans la zone d'intervention. La très forte activité des produits dispersés dans le réacteur s'explique par le taux d'irradiation élevé des éléments fondus. La contamination à l'intérieur du caisson correspond à plusieurs milliers de curies (Ci) de gaz rares relâchés. Plusieurs kilos de déchets radioactifs sont retirés en février 1981. Il reste alors à éliminer la plus grande partie des poussières, ce qui nécessite la mise en place d'une filtration pour laquelle des études et travaux préliminaires ont été nécessaires.

Un nouveau dossier du bulletin, le n°27 des mois de mai-juin 1982, relate la dépollution du réacteur et la préparation de la remise en route. On est là encore confronté à l'incertitude sur la quantité exacte d'uranium dispersée dans le réacteur, c'est pourquoi il s'est avéré nécessaire de mettre en place un système de récupération des poussières susceptibles de polluer par la suite le cœur. Des filtres installés pour la dépollution ont été conçus de façon à être démontables dans un temps réduit pour minimiser les risques d'irradiation du personnel. La quantité de produits actifs finalement récupérés étant importante, il a fallu intervenir à nouveau dans le caisson pour permettre le nettoyage des filtres ou leur remplacement avant d'entamer une deuxième campagne de filtration en février 1982.

Le mois précédent, le 13 février 1980 exactement, c'est la tranche n°1 qui avait subi un incident de refroidissement. Une élévation anormale de température pendant la divergence avait conduit à des fusions de gaines de combustible. Une chute de barre automatique avait été provoquée par la détection générale de rupture de gaine (DRGG), mais elle avait été jugée intempestive, c'est pourquoi le réacteur avait été redémarré rapidement pour éviter l'empoisonnement du cœur par effet xénon. Au cours de cette montée en puissance il s'était produit une excursion de température arrêtée par la chute des barres commandée manuellement par les opérateurs. Il n'y aura pas de rejet de produits radioactifs mais des éléments combustibles dans trois canaux du cœur subiront une rupture de gaine. La montée en puissance avait été trop rapide et avec des conditions de soufflage limitées. Après examen par le SCSIN, le redémarrage avait été autorisé, mais de nouvelles ruptures de gaine s'étant produites, le chef du service central avait demandé le 21 mars le déchargement des éléments combustibles des canaux ayant pu être affectés par l'incident du 13 février. La puissance thermique devait être limitée à 1 100 MW. Une sécurité basée sur le «gradient de température» devait être mise en place.

Un enseignement tiré de cet incident fut la nécessité de protéger les réacteurs contre une évolution rapide de température résultant notamment d'un accident de réactivité.

Dans le cadre d'un programme mis en œuvre par le SCSIN de réévaluation systématique de la sûreté des réacteurs les plus anciens, les tranches 1 et 2 de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux font l'objet d'un examen par le groupe permanent réacteurs au cours de deux réunions, le 5 avril et 15 mai 1984, sur la base de propositions formulées par le Département d'Analyse de Sûreté (DAS) de l'IPSN. Compte tenu de l'expérience de fonctionnement des tranches et en particulier des insuffisances constatées lors des incidents, l'enjeu de ces réunions est de taille, puisqu'il s'agit ni plus ni moins de s'assurer que les moyens sont suffisants pour assurer la sûreté de l'installation. Après examen des leçons tirées des incidents, le Groupe permanent recommande qu'EDF mène d'autres actions parmi lesquelles l'établissement de procédures d'urgence liées notamment à la perte totale de l'alimentation électrique d'une tranche et aux inondations (la crue majorée de sécurité). En juillet-août 1984, le Service central conclue que l'exploitation de la centrale de Saint-Laurent peut se poursuivre dans les prochaines années «sous réserve d'intensifier et mettre en œuvre les différentes actions particulières destinées à améliorer le fonctionnement et la fiabilité de composants importants pour la sûreté et notamment de la fonction de soufflage.»⁸²⁶

Or au cours de l'année 1984, de nombreux incidents ont affecté la fonction de soufflage des réacteurs A1 et A2 de Saint-Laurent. Un nouvel examen des problèmes relatifs à la sûreté du soufflage des tranches est effectué par le DAS de l'IPSN en 1985 et le rapport sur ces incidents de refroidissement est présenté devant le Groupe Permanent le 9 mai 1985. Ce dernier recommande que les efforts pour améliorer la fonction de soufflage se poursuivent tout en estimant que l'exploitation peut être poursuivie.⁸²⁷ Les inquiétudes quant à la sûreté de la centrale ne seront pas totalement dissipées, et un

⁸²⁶ Bulletin SN, «La réévaluation de la sûreté de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux A», N°40, juillet-août 1984, p. 9.

⁸²⁷ IPSN, Rapport d'Activité 1985.

réexamen complémentaire de la sûreté de Saint-Laurent est effectué et présenté en juillet 1986 devant le Groupe Permanent.⁸²⁸ Les dispositifs de sûreté de la centrale seront une nouvelle fois éprouvés le 12 janvier 1987 : la centrale de Saint-Laurent A est en effet victime d'un nouvel incident, dû cette fois à une période de grand froid.⁸²⁹ Le gel de la Loire provoque une baisse du niveau d'eau dans les stations de pompage de l'eau nécessaire au refroidissement de la centrale, conduisant à l'arrêt du réacteur 1 puis du réacteur 2. La situation est aggravée par la perte des alimentations électriques externes de 400 kV du réacteur 2, due à la défaillance de la centrale thermique de Cordemais, elle-même victime du froid. Pendant 9 minutes, le réacteur 1 a perdu les alimentations électriques de ses circuits de refroidissement d'ultime secours, mais le refroidissement reste assuré par 3 turbosoufflantes et 2 groupes turboalternateurs d'une centrale auxiliaire. Les enseignements tirés de ce dernier incident de la centrale de Saint-Laurent permettront d'améliorer la sûreté de ce type d'installation, mais certaines dispositions retenues n'auront pas l'occasion de faire la démonstration de leur efficacité : les deux réacteurs de la centrale seront mis à l'arrêt définitif en 1990 et en 1992, pour des raisons économiques.

14.2. Une mauvaise surprise : la découverte des «fissures» ou Défauts Sous Revêtements

Dans une moindre mesure que TMI, une mauvaise surprise attend les spécialistes français des chaudières nucléaires avec la découverte de fissures, d'abord dans les plaques tubulaires de générateurs de vapeur puis dans les tubulures de cuve des réacteurs à eau pressurisée, deux énormes pièces particulièrement sensibles pour la sûreté des centrales. La présence de ces défauts, dont certains affectent des installations sur le point de démarrer, met en évidence une faille dans la procédure d'Assurance de la Qualité.

14.2.1. Une annonce de la CFDT

Au cours de deux conférences de presse de septembre 1979, la CFDT rendait publique l'existence de fissures dans l'acier des tubulures de sorties des cuves de réacteur et dans la plaque tubulaire des générateurs de vapeur. Ces fissures causées par des défauts de fabrication, concerneraient⁸³⁰ toutes les centrales du programme.

Les premières fissures avaient été découvertes dans le courant de l'année 1978 sur des plaques tubulaires de générateur de vapeur dans les ateliers de Framatome à Châlon-sur-Saône. Les plaques tubulaires sont des pièces massives de 3,5 m de

⁸²⁸ IPSN, Rapport d'Activité 1986.

⁸²⁹ Cf. Leblond, André, «12 janvier 1987... incident à la centrale de Saint-Laurent A», Contrôle, N°110, Avril 1996, pp. 63-66.

⁸³⁰ Nous nous appuyons ici sur le texte présenté en Annexes du N°29 de La Gazette Nucléaire, organe du Groupement de Scientifiques pour l'Information sur l'Energie Nucléaire, de septembre 1979, qui livre à ses lecteurs une part importante des dossiers de presse qu'a diffusés la CFDT au cours des conférences de presse.

diamètre et 53 cm de hauteur, séparant la partie basse du générateur de vapeur par laquelle entre et sort l'eau primaire de la zone où l'eau secondaire s'échauffe au contact de 3 361 tubes en U parcourus par l'eau primaire. La face inférieure de ces plaques en contact avec l'eau du circuit primaire est revêtue d'un «beurrage» de 7 à 12 mm d'un alliage d'inconel, qui préserve le métal de base de la corrosion. Les fissures ont été découvertes sous le revêtement d'inconel au cours de la fabrication d'une des dernières tranches du programme PWR 900 (la 21ème).

Le même procédé de revêtement, mais en inox, est utilisé sur les cuves de réacteur. C'est au cours d'un contrôle au printemps 1979 dans les ateliers de Framatome que des fissures ont également été décelées sur les tubulures d'une cuve. Les tubulures sont des pièces assurant la liaison entre la cuve du réacteur et les tuyauteries des trois boucles primaires. Il y a deux tubulures par boucle, l'une pour l'arrivée de l'eau froide dans le réacteur et l'autre pour la sortie de l'eau chaude. Les tubulures par lesquelles sort l'eau chaude sont soumises à des cyclages thermiques très importants, les températures pouvant varier de 100° à l'arrêt à 350° C en fonctionnement.

Le dépôt du revêtement se fait par soudage en un certain nombre de couches successives pour atteindre l'épaisseur voulue. Comme toute opération de soudure, le dépôt de métal porté à fusion induit des contraintes thermiques importantes dans le métal, qu'on limite par une montée progressive en température de la plaque avant l'opération de beurrage : c'est l'opération de préchauffage pendant laquelle la pièce est maintenue en température (200° environ) et le revêtement est déposé. L'opération terminée, il est nécessaire de baisser très progressivement la température de la plaque. Il est procédé ensuite à un post-chauffage, ou détentionnement, qui consiste à placer le générateur de vapeur dans un four, à une température d'environ 600°C de façon à homogénéiser la structure et à réduire les tensions internes. Après dépôt de la première couche de métal, des abrasions de surface et des contrôles sont effectués à l'aide d'un dispositif à ultra-sons.

Tandis que la première passe de revêtement a toujours fait l'objet d'un préchauffage et d'un post-chauffage, les couches suivantes ne faisaient pas l'objet de telles précautions, jugées superflues⁸³¹ pour les plaques comme les tubulures. Cet «allègement» du procédé s'expliquerait par des impératifs de planning et certainement aussi par des motifs économiques, qui peuvent être également à l'origine de l'apparition des fissures pour les plaques tubulaires. En effet, la fissuration a surtout été rencontrée sur les plaques revêtues côté «tête» du lingot d'acier dont elles étaient issues. Or cette partie du lingot de coulée comporte de nombreuses impuretés et défauts divers. Dans chaque lingot sont découpés trois à quatre plaques. Les lingots auraient été insuffisamment chutés, et des zones comportant une plus grande quantité de défauts auraient ainsi été recouvertes.

A la suite de ces découvertes, toutes les plaques tubulaires qui étaient en usine ont été testées et réparées : chacune comportait entre 30 et 200 défauts, dont la longueur variait jusqu'à 15 et 20 mm de long pour 6 à 8 mm de profondeur.

⁸³¹ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, N°11, septembre-octobre 1979, p. 11.

14.2.2. L'enjeu pour la sûreté

Il serait vain de chercher dans les publications officielles une explication de l'enjeu de ces fissures pour la sûreté. *La Gazette Nucléaire*, reprenant les éléments de la CFDT, explique, elle, que l'existence de ces fissures fragilise une partie essentielle du réacteur nucléaire et que par ailleurs «la rupture des tubulures de cuve comme la rupture des plaques tubulaires des générateurs de vapeur constituent des accidents non pris en compte dans la construction du réacteur nucléaire et dans l'élaboration des parades de sûreté car ces accidents sont considérés comme impossibles.»⁸³² Pour le Groupement de Scientifiques pour l'Information sur l'Energie Nucléaire, la question est d'autant plus sérieuse qu'aucune parade n'est prévue à une rupture de ces pièces : «Les autorités françaises chargées de la sûreté ont accepté que ces ruptures ne soient pas prises en compte dans le dimensionnement des installations en raison des assurances données par Framatome et EDF sur le niveau élevé de qualité, tant de conception que de réalisation de ces pièces, qui devait exclure tout risque de fissure ou de défaut pouvant conduire à leur rupture».⁸³³

Le GSIEN, après la CFDT, essaie d'envisager les conséquences ultimes d'une rupture, qui n'ont pas été évaluées par les études de sûreté puisque ce type d'accident est considéré comme impossible : «La rupture d'une tubulure de cuve peut être assimilée - au minimum - à la rupture de la soudure entre la tubulure et la tuyauterie primaire, qui est prise en compte aujourd'hui dans l'étude de sûreté de l'installation et justifie l'existence du refroidissement de secours. Mais on ne peut exclure un élargissement de la brèche au niveau de la cuve ainsi que des réactions mécaniques qui induisent d'autres ruptures sur le circuit primaire : ces deux situations rendraient inefficaces les systèmes de refroidissement de secours du cœur et pourraient conduire à la fusion de celui-ci. La rupture ou même une fuite importante sur les plaques tubulaires des générateurs de vapeur auraient pour conséquence la projection de l'eau du circuit primaire (radioactive) dans l'atmosphère extérieure. A l'heure actuelle, seule est prise en compte la rupture d'un tube de générateur de vapeur (sur les 1300). Cet accident est classé dans la catégorie des accidents les moins probables et aux conséquences radiologiques les plus élevées et pourtant il se serait produit tout récemment sur la centrale de Prairie Island (Westinghouse) aux Etats-Unis.»⁸³⁴ Après ces hypothèses pessimistes, l'auteur met en évidence les incertitudes scientifiques à propos des phénomènes de fissuration pouvant conduire à la rupture de ces pièces et à des accidents très graves. Selon lui, à partir du moment où il y a des fissures dans la pièce de métal, la rupture ne peut être exclue, elle doit avoir une certaine probabilité qui doit être prise en compte dans les calculs de sûreté, pour que le cas échéant l'on mette au point des parades.

14.2.3. Le récit de l'affaire par le *Bulletin SN* du Ministère de l'industrie

⁸³² *La Gazette Nucléaire*, N°29, Septembre 1979, p. 5.

⁸³³ *Ibid.*, p. 7.

⁸³⁴ *Ibid.*, p. 7.

Il faut attendre le supplément du Bulletin N°11 du Service central de sûreté des installations nucléaires couvrant les mois de septembre-octobre 1979 pour voir traité le problème des fissures.

On pourrait s'étonner que le Service chargé de la sûreté des installations nucléaires au ministère de l'industrie, qui publie un bimestriel sur les problèmes rencontrés par les installations, n'informe ses lecteurs qu'aussi tardivement d'un problème découvert et révélé au public plus d'un an et demi auparavant. En fait, le SCSIN n'a été averti officiellement du problème qu'en août 1979. Jusque-là, c'est le Bureau de Contrôle de la Construction Nucléaire (BCCN) qui gère l'affaire. En effet, en application du décret modifié du 2 avril 1926 portant règlement sur les appareils à pression de vapeur et de l'arrêté du 26 février 1974 relatif au circuit primaire principal des chaudières nucléaires à eau, c'est la direction interdépartementale de l'industrie de Bourgogne-Franche-Comté (bureau de la contrôle de la construction nucléaire) qui examine la conception et la réalisation de la chaudière. Celle-ci sera ensuite suivie en fonctionnement par la direction interdépartementale (DII) territorialement compétente. Les conclusions de l'analyse menée par le BCCN sont soumises à un groupe d'experts, la Section Permanente Nucléaire (SPN) de la Commission Centrale des Appareils à Pression (CCAP) qui émet un avis. Au vu de cette instruction, le ministre de l'Industrie prend une décision assortie des prescriptions jugées nécessaires. Un procès-verbal d'épreuve finale du circuit primaire est délivré au constructeur de la chaudière.

Officiellement donc, le SCSIN n'a été prévenu par le BCCN qu'en août 1979. C'est ce que déclare Marcel Boiteux, Président d'EDF, devant le Conseil de l'Information sur l'Energie Electronucléaire⁸³⁵, en sa séance du 6 novembre 1979. Ce conseil, présidé par Simone Veil, s'était étonné dans sa séance précédente de ne pas avoir été informé de l'affaire des fissures et avait adressé une lettre de protestation au Premier Ministre à ce sujet. Le Conseil entend ainsi un exposé de Marcel Boiteux sur l'affaire des fissures⁸³⁶.

Le Président d'EDF s'attache à rappeler la chronologie des événements pour montrer que l'évaluation de la gravité du problème qui a été faite à chaque étape de l'affaire par les services d'EDF ne justifiait pas que l'entreprise en informe le public.

En février 1978, les appareils de contrôle ne repèrent que quelques indications isolées sur une plaque tubulaire dans le beurrage : un défaut est détecté et l'expertise « ne

⁸³⁵ Selon les termes du décret du 10 novembre 1977 (Décret N° 77-1233) qui l'a institué, le Conseil de l'information sur l'énergie électronucléaire, placé auprès du Premier ministre, a reçu pour mission de veiller à ce que le public ait accès à l'information sur les questions relatives à l'énergie électronucléaire dans les domaines technique, sanitaire, écologique, économique et financier. Il donne son avis au Gouvernement sur les conditions d'accès du public à l'information et propose au Gouvernement les formes et les modalités de la diffusion de l'information. La présidence en a été confiée à Simone Veil. Il comprend 18 membres nommés en février 1978 : quatre maires de communes concernées par l'implantation de centrales nucléaires, six représentants d'associations pour la protection de la nature et de l'environnement, quatre membres des Académies scientifiques, quatre personnalités qualifiées dans le domaine de l'énergie, de l'économie et des techniques de communication. Le Conseil publiera deux rapports annuels, en 1979 et 1980.

⁸³⁶ 2ème rapport annuel du Conseil de l'information sur l'énergie électronucléaire, Annexe 3, La Documentation Française, Paris, 1980.

fournit rien de significatif» selon M. Boiteux. En mai 1978, sur une autre plaque, on découvre un grand nombre de fissures. Rebutée, la plaque est analysée pendant trois mois : on conclue à une fissuration à froid. Le BCCN de Dijon est tenu informé par Framatome. On modifie alors le procédé de dépôt de la deuxième couche en réchauffant également le métal pour que cette deuxième couche soit elle aussi déposée à chaud. La mise au point de nouvelles méthodes de contrôle des plaques permet d'examiner systématiquement les plaques encore en usine. On constate ainsi en octobre 1978 que d'autres plaques présentent des défauts du même genre. Il n'est plus possible de conclure à un défaut isolé : le phénomène présente un caractère générique. EDF en informe fin octobre le BCCN de Dijon. L'expertise systématique révèle alors que les plaques qui font problème sont celles qui sont revêtues du côté de la tête du lingot. Les expertises menées sur l'évolution des fissures, avec les hypothèses les plus pessimistes, ne font pas apparaître de problème.

En décembre 1978, des fentes sans dimension mais d'une certaine longueur sont découvertes sur une tubulure de cuve. L'expertise conclut en février 1979 au phénomène de fissuration à froid. Cela ne suscite aucune inquiétude car on attribue ce phénomène à un changement de méthode de fabrication effectué par Creusot-Loire. De plus, les calculs sur l'évolution des défauts sont rassurants, et les défauts n'affectent pas la partie la plus critique, le «nez» de la tubulure. Fin juillet 1979, les examens engagés en mars sur toutes les cuves révèlent des défauts de surface sur une cuve en cours de montage : ce n'est donc pas le changement de procédé de fabrication qui est en cause. Par ailleurs, des défauts sont détectés plus près du nez de la tubulure. L'Etat-major d'EDF est alors informé car on cesse d'être en présence d'un incident de routine. Le 10 août, le service de contrôle d'EDF présente la situation au BCCN qui décide d'en informer le SCSIN. L'analyse menée avec des calculs présentant d'énormes marges de sécurité conduit à penser qu'il n'y a aucun danger pour le public. En conclusion de son intervention devant le Conseil, M. Boiteux affirme que « finalement, il n'y a pas eu pendant ces dix-huit mois un événement majeur justifiant un communiqué, mais une séquence d'incidents de routine débouchant pendant l'été sur un problème méritant attention.»⁸³⁷

Le Bulletin SN du Service Central pour les mois d'octobre-novembre 1979 consacre un supplément de quatre pages aux défauts sous revêtement. Le dossier n'évoque pas les conséquences potentielles de cette fissuration. Il apporte des explications techniques sur le phénomène de fissuration à froid, les causes d'apparition des fissures, l'évaluation de leur nocivité par la mécanique de la rupture (en fonction d'un indicateur, le temps déterminé par le calcul au bout duquel le défaut perce le revêtement inoxydable), les techniques de contrôle et de réparation.⁸³⁸ En octobre 1979, le Bulletin estime que grâce aux réparations effectuées en usine la population des défauts est statistiquement bien connue. Les calculs ont porté sur des défauts-type de taille supérieure au plus grand des défauts jamais rencontré dans la pièce. Pour pessimiser encore les hypothèses, outre la majoration systématique des sollicitations auxquelles peut être soumise la pièce, une loi

⁸³⁷ Ibid., p. 39.

⁸³⁸ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, N°11, septembre-octobre 1979. Supplément : «La fissuration sous revêtement des plaques tubulaires de générateur de vapeur et des tubulures de cuve des chaudières nucléaires à eau.»

empirique pessimiste par rapport aux résultats expérimentaux a été choisie, «permettant d'apporter la certitude que l'évolution réelle sera plus lente que celle décrite par le calcul.» Après avoir mené des calculs à l'aide d'une loi «représentative» qui concluaient à l'innocuité des défauts rencontrés pour la durée de vie des centrales, Framatome en liaison avec le BCCN, a décidé de poursuivre les calculs avec une loi dite «loi sûre», «apportant une garantie absolue de pessimisme». Les résultats de ces calculs montrent que : «1. Le défaut-type, majorant des défauts existants, n'évolue pas de façon significative au cours de la durée de vie d'une centrale, dans la plupart des zones concernées par le phénomène de fissuration. 2. Dans certaines zones, cependant, le calcul montre une évolution non négligeable.» Pour les plaques, un défaut de 15 mm de profondeur en zone centrale traverserait le revêtement entre 8 et 10 ans. Il faudrait entre 6 et 8 ans pour que les fissures en périphérie traversent le revêtement. «Il s'agit là de temps minimaux, précise le Bulletin, pour les défauts majorants placés dans les positions les plus pénalisantes.» Pour les tubulures, le défaut le plus pénalisant percerait la cuve au bout de 6 à 8 ans. Ces résultats sont jugés intéressants et utilisables au plan de la sûreté car ils apportent une garantie de non-évolution significative dans un délai inférieur au résultat du calcul. «Ils ont donc été pris en compte comme seule base de raisonnement dans les éléments de décisions relatives à la sûreté.»⁸³⁹

Un an plus tard, le supplément au N° 17 du Bulletin SN est plus précis sur les conséquences potentielles. Dans un petit encadré, on relativise le risque global : «Parler de percement est un moyen commode de quantifier la vitesse d'évolution d'un défaut. Mais il convient de garder à l'esprit qu'un tel percement, s'il pouvait se produire, ne constituerait aucun risque pour la tenue de l'appareil. On se situe en effet à ce stade encore très éloigné de ce que l'on appelle la taille «critique» d'un défaut, susceptible de conduire à une rupture brutale. Or les calculs montrent que, si l'on n'intervenait pas, il faudrait encore plusieurs dizaines d'années d'évolution pour qu'un défaut traversant le revêtement atteigne la taille critique.»⁸⁴⁰

Les articles du bulletin SN concluent inlassablement à l'innocuité des fissures, même quand cette innocuité semble remise en cause par la découverte de nouveaux problèmes dans les numéros suivants qui font état de l'avancement des travaux. L'absence de risque est toujours réaffirmée, comme est réaffirmé le fait que la durée de vie des centrales n'est pas remise en cause. Cela peut sembler quelque peu en contradiction avec le fait que les fissures peuvent être traversantes dans un délai de 6 à 8 ans suivant les hypothèses les plus pessimistes, alors que la durée de vie attendue est de 40 ans. Pour le ministère dont dépend le SCSIN, l'enjeu de ces défauts est de taille : c'est l'ensemble du programme électronucléaire qui risque d'être perturbé s'il s'avère que ces défauts sont importants, car il s'agit, même si on ne le détecte pas tout de suite, d'un problème générique : toutes les cuves installées ou en fabrication sont en cause.⁸⁴¹ Dans une conférence de presse fin septembre 1979, M. Kosciusko-Morizet, directeur de la qualité et de la sécurité au ministère de l'industrie, indique que selon l'enquête effectuée, deux possibilités sont offertes pour traiter le problème : soit surseoir à la mise en route des centrales de

⁸³⁹ Ibid., p. 12.

⁸⁴⁰ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, N°17, octobre-novembre 1980, p. 12.

Tricastin et Gravelines pendant un an afin de procéder aux réparations nécessaires, soit autoriser EDF à faire fonctionner ces centrales dès maintenant et mettre au point dans les cinq ans un appareil permettant de réparer le matériel en cause. Côté EDF, on est favorable à la deuxième solution. Selon Boiteux, les solutions techniques pour réparer ne posent pas de problème. Les calculs économiques basés sur le coût d'immobilisation d'une centrale «montrent à l'évidence» qu'il vaut mieux ne pas attendre pour charger les centrales : «Entre la certitude de perdre 100 millions tout de suite si l'on ne charge pas, et la faible probabilité d'avoir à dépenser 100 millions dans quelques années si on démarre sans réparer, le choix est évident.»⁸⁴²

La lecture des différents numéros de la revue SN traitant du problème des fissures⁸⁴³ montre qu'au fur et à mesure de l'approfondissement des études, on va de découverte en découverte. Le N°11 reprend l'histoire jusqu'à l'intervention du SCSIN, très voisine de celle de M. Boiteux : d'abord identifiés en juin 1978 sur deux plaques tubulaires, les défauts affectent en fait «toutes les plaques revêtues côté tête du lingot selon les conditions en vigueur avant la découverte du phénomène», suivant un constat fait en mai 1979. Entre temps, les investigations ont montré en décembre 1978 que certains défauts isolés de même type affectent une tubulure de sortie de cuve qui est rebutée. Après avoir mis au point une méthode de contrôle adaptée, sur demande du BCCN, Framatome estime en juin 1979 que le phénomène (identifié comme étant une fissuration à froid) n'affecte que les tubulures de sortie à partir de la cinquième cuve du contrat pluriannuel 1. Des mesures correctives sont prises pour les nouvelles fabrications, le constructeur lance des calculs pour évaluer la nocivité des défauts. Les premiers résultats de juillet 1979 concluent à l'innocuité des défauts connus à cette date. Mais en août 1979, on constate que «la fissuration affecte également les tubulures d'entrée G et les tubulures de sortie H des cuves qui précèdent la cinquième tranche du contrat pluriannuel 1.» Poursuivant ce premier historique des examens techniques et administratifs, le Bulletin N°11 note qu'à la demande du BCCN, Framatome engage de nouveaux calculs, sur des bases volontairement pessimistes, afin de conforter les assurances en matière de sûreté : les résultats de ces calculs n'autorisent Framatome en septembre 1979 à conclure à

⁸⁴¹ Quelque peu en contradiction avec les premiers récits du Bulletin SN, rapportant l'avancement des travaux de Framatome, et qui minimisent le nombre de pièces touchées, on peut lire dans l'ouvrage consacré à l'histoire de Framatome cette déclaration du patron de l'usine du Creusot de l'époque, qui, alerté par l'un de ses adjoints était conduit à l'atelier pour constater les faits : «il m'entraîne devant l'écran d'un appareil magnétoscopique avec lequel il contrôlait la surface d'une cuve sur laquelle une réparation de routine était en cours. L'image révélait clairement la présence de micro-fissures dans le métal. On a tout de suite compris que le défaut devait être générique : toutes les cuves installées ou en fabrication étaient en cause.» Une note précise que ces mêmes défauts découverts quelques mois plus tôt sur certaines plaques tubulaires de générateur de vapeur, n'avaient pas un caractère générique, «puisque leur origine était attribuable au caractère spécifique de cette pièce de forge, et ils ne se retrouvaient que sur un nombre limité de pièces qui avaient subi une modification bien définie de la gamme de fabrication.» Framatome, Framatome : du bureau d'ingénierie nucléaire au groupe international, Albin Michel, 1995, p. 81.

⁸⁴² 2ème rapport annuel du conseil de l'information sur l'énergie nucléaire, p. 40.

⁸⁴³ Il s'agit des numéros suivants : N°11, septembre-octobre 1979, pp. 9-12; N°17, octobre-novembre 1979, pp. 9-12; N°21, 22, 23, 24 pour les mois de mai à décembre 1981, et enfin N°28, juillet-août 1982, pp. 9-12.

l'innocuité du défaut maximum que pour une durée de fonctionnement limitée. Le constructeur et l'exploitant, «sous le contrôle des autorités de sûreté» mettent au point un programme d'action sur les méthodes de contrôle et de réparation en prolongement des travaux engagés. Et la procédure se poursuit : avis favorable du groupe permanent pour le chargement des premières tranches CP1 sous réserve de l'avis de la section permanente nucléaire pour ce qui concerne le problème des fissures (13 septembre 1979), avis favorable de la section permanente de la Commission centrale des appareils à pression (25 septembre), décisions d'autorisation du ministre de l'industrie pour le chargement de Tricastin (1 et 2) et Gravelines (1 et 2), Dampierre 1 (1er octobre 1979).

A cette occasion, se ralliant aux arguments de la CFDT quant au risque que présentent ces fissures, le syndicat CGT appelle à s'opposer au chargement en combustible des premières tranches du palier CP1, alors qu'il est traditionnellement un fervent partisan du programme électronucléaire français. Un militant de la CGT se souvient des deux à trois semaines de grève : «on avait fait 15 jours-trois semaines de grève pour éviter de charger le cœur du réacteur : on avait condamné l'alimentation électrique, mis un cadenas, et on se relayait devant le tableau électrique pour que personne ne puisse utiliser la machine de chargement, tout simplement. Puis des spécialistes de la métallurgie [du syndicat] sont venus et nous ont dit : «eh les copains, arrêtez vos c..., parce que si vous croyez que quand on fait des radiographies on ne voit jamais rien, strictement rien, vous vous trompez complètement. Ça n'a jamais existé, ça n'existera jamais.» ⁸⁴⁴ Cette intervention mit fin à la grève. Aux yeux du militant de la CGT, l'impression demeure de s'être fait manipuler par la CFDT, mais la grève illustre également le fait que malgré la défense par la CGT de l'énergie nucléaire, quand la sûreté est en jeu «il n'y a pas photo, il faut défendre la sûreté.»

Mais revenons au récit des événements par le Bulletin SN. A la suite de travaux engagés par EDF et Framatome, approuvés par l'autorité de sûreté, et visant à approfondir l'expertise métallurgique des phénomènes, développer des méthodes de réparation et de contrôle et affiner les études relatives à l'évolution des fissures, une nouvelle procédure complète d'examen du dossier a été menée par le SCSIN avec le soutien technique du BCCN et de l'IPSN. Les calculs envisagés ont été jugés valables par les groupes d'experts. ⁸⁴⁵ Le Bulletin SN N°21 (mai-juin 1981) informe qu'en complément aux contrôles effectués régulièrement à titre de précaution, un programme important d'études et d'essais est poursuivi, notamment pour caractériser le mode d'apparition de ces défauts. Ces travaux viennent de montrer que certains des plus petits de ces défauts «pourraient ne pas être dus au phénomène de fissuration à froid, mais au phénomène de fissuration au réchauffage déjà rencontré à l'étranger.» ⁸⁴⁶ Le Bulletin affirme que cette hypothèse ne remet pas en cause les conclusions précédentes relatives à la sûreté des appareils pendant leur durée d'utilisation, mais pourrait impliquer des modifications des procédés de fabrication. Mais nouvelle surprise : «En outre, ces travaux viennent de

⁸⁴⁴ Entretien avec un délégué du personnel CGT.

⁸⁴⁵ Bulletin SN, N° 17, octobre-novembre 1980.

⁸⁴⁶ Bulletin SN, N°21, mai-juin 1981, pp. 9-12.

montrer que certains de ces petits défauts, sans doute dus aussi à un phénomène de fissuration au réchauffage, se rencontraient sur des viroles de cuves.»⁸⁴⁷ Après les plaques tubulaires de générateurs de vapeur, après les tubulures de cuve, ce sont donc les viroles⁸⁴⁸ de cuve qui sont affectées. Deux ingénieurs du BCCN confirment l'étonnement des spécialistes à l'époque : «En ce qui concerne les soudures, (...) les défauts étaient redoutés et il y a toujours eu partout dans le monde des contrôles adaptés de ces soudures tant en fabrication qu'en service. (...) En revanche, personne ne s'attendait à ce que les procédés de revêtement des viroles, dûment testés, produisent des défauts sous le revêtement. Dès lors, il n'y avait pas, au début, de contrôle de fabrication adapté après cette opération.»⁸⁴⁹

Le n°22 du Bulletin pour les mois de juillet-août 1981 annonce que les expertises de sûreté correspondantes se poursuivent sous le contrôle des services compétents du Ministère de l'Industrie. L'apparition de ces défauts sous revêtement au réchauffage fait l'objet d'un encadré d'une page du N°23 du Bulletin SN de septembre-octobre 1981 qui explicite le phénomène. La fissuration au réchauffage est qualifiée de «phénomène relativement complexe mais étudié depuis longtemps sur le plan métallurgique, en France comme à l'étranger». L'apparition de ces défauts, appelés encore «décohésions intergranulaires dues au réchauffage» ou DIDR est également liée au mode de soudage du revêtement inoxydable sur l'acier de base des composants chaudronnés, combiné avec les traitements thermiques de détensionnement que subissent les pièces en fin de fabrication.

Faisant le point sur l'ensemble des travaux menés sur les défauts sous revêtement, le N°28 (juillet-août 1982) présente la position du SCSIN : «compte tenu des résultats présentés par le constructeur et l'exploitant vis-à-vis de l'expertise, de la nocivité et du contrôle des défauts, dus à ces deux phénomènes, des avis des groupes d'experts compétents et de l'instruction menée par ses appuis techniques, le SCSIN a conclu : 1) à la non-remise en cause des décisions prises en 1980, relatives à l'absence de risques, pour la tenue des appareils, liés aux défauts sous revêtement dus au phénomène de fissuration à froid; 2) que les défauts liés au phénomène de décohésions intergranulaires dues au réchauffage, ne sont pas susceptibles, par leur évolution, de présenter un risque pour la tenue des cuves des chaudières nucléaires pour les vingt premières années d'utilisation prévue et qu'en ce qui concerne les risques d'instabilité de ce type de défaut dans les viroles de cuve, en fin de vie des réacteurs, le constructeur engage une étude complémentaire détaillée visant à préciser les marges des hypothèses prises dans les calculs.»⁸⁵⁰

⁸⁴⁷ Ibid.

⁸⁴⁸ La cuve d'un réacteur est constituée de viroles cylindriques forgées puis soudées entre elles. Elle est fermée en partie inférieure par un fond hémisphérique traversé par des pénétrations pour le passage de l'instrumentation du cœur. En partie supérieure, une virole spéciale reçoit les huit tubulures d'entrée et de sortie de l'eau primaire. Cette virole est complétée par une bride épaisse sur laquelle vient s'appuyer le couvercle de la cuve.

⁸⁴⁹ Matthieu Schuler, Philippe Merle, «Cuve : de progrès en surprises», Contrôle, N°129, juin 1999, pp. 53-57. La revue Contrôle prend la suite du Bulletin SN, n°99. Elle démarre au N°100 en octobre 1994.

En 1999, la revue *Contrôle*, qui a succédé au Bulletin SN, publie un article du chef du BCCN et de son adjoint qui concluent de façon beaucoup plus prudente que leurs prédécesseurs quant à la durée de vie prévisible des chaudières : «Compte tenu du nombre de mauvaises surprises déjà rencontrées dans ce dossier, il serait bien imprudent de conclure que tout va bien jusqu'à 40 ans.»⁸⁵¹ Quelque temps auparavant, on avait en effet découvert une douzaine de défauts significatifs sous le revêtement d'une virole de la cuve de Tricastin 1 en 1999. Cette découverte faisait suite à une révision des modèles utilisés pour estimer la fluence, c'est-à-dire le nombre de neutrons reçus par la cuve. Ce nouveau mode de calcul avait conduit à augmenter de 50% les estimations de ce phénomène qui joue un rôle si important dans le vieillissement des aciers de cuve.

14.2.4. Un problème technique ardu en 1979 et au-delà, sujet de controverses entre experts

Comme le confirme la monographie officielle de Framatome⁸⁵², le problème des «micro-fissures» se situe à l'époque à la limite des connaissances de l'ingénieur. Un gros effort est fourni de la part de Framatome à partir de la découverte, en décembre 1978, des fissures sur les cuves, inaugurant même une «période de doute» dans l'entreprise. Une task-force est mise sur pied pour étudier le phénomène, sous la direction de Bernard Gonnet, qui coordonne l'ensemble des travaux de la Société. L'ouvrage rend hommage à André Péliissier Tanon pour son rôle essentiel dans l'étude théorique de nocivité des fissures, ainsi qu'à René Labbens, de Creusot-Loire, présenté comme l'un des meilleurs spécialistes français des mécanismes de propagation des fissures dans les structures métalliques de forte épaisseur. L'enjeu industriel est de taille pour Framatome, puisque la découverte des fissures est immédiatement identifiée comme un défaut générique affectant toutes les cuves installées ou en fabrication. Dans les six mois qui suivent, la société dépense 150 millions de francs en études. Les ingénieurs de Framatome vont visiter tous les laboratoires du monde qui avaient fait des études sur ce type de matériaux et les analysent afin de trouver une solution à ce problème vital pour l'entreprise et le programme électronucléaire français. Pour Framatome, la période de doute s'achève en 1981 par un colloque international à Paris, vécu par la société comme «un moment extraordinaire», puisque pour la première fois, Framatome, sur la base des connaissances développées sur le sujet, fait «un apport majeur à l'industrie mondiale du nucléaire et se fait reconnaître comme l'un de ses ténors».⁸⁵³

Début 1986, EDF lance un projet «Durée de vie». Dans ce cadre, des recherches sont poursuivies, d'autres lancées. Un des éléments importants pour la durée de vie des installations est celle de la cuve. En effet, de par la conception des centrales, la cuve ne

⁸⁵⁰ Bulletin SN, N° 23, septembre-octobre 1981, p. 11.

⁸⁵¹ Matthieu Schuler, Philippe Merle, «Cuve : de progrès en surprises», *Contrôle*, N°129, juin 1999, p. 57.

⁸⁵² Framatome, *Framatome : du bureau d'ingénierie nucléaire au groupe international*, Albin Michel, Paris.

⁸⁵³ *Ibid.*, p. 81.

peut pas être changée. Or celle-ci est soumise aux effets de l'irradiation par les neutrons rapides provenant en particulier des assemblages périphériques du cœur. Le dommage d'irradiation⁸⁵⁴ de la cuve est cumulatif au cours de la vie de l'installation et se traduit par une fragilisation et un durcissement du matériau. C'est l'élévation de la température de transition, dite RTNDT (Reference Temperature for Nil-Ductility Transition), entre le domaine fragile et le domaine ductile qui est la donnée fondamentale. En cas de choc thermique sur cette cuve à une température inférieure à cette température de transition, une fissure préexistante pourrait s'amorcer dans certaines conditions de contraintes alors qu'en régime ductile, cette fissure resterait stable. Typiquement ces «chocs froids» pourraient survenir dans certains accidents lors de l'injection de sécurité dans le circuit de refroidissement. La question de la valeur limite maximale admissible de cette température fait l'objet d'un débat permanent entre experts. C'est un vaste sujet qui concerne la recherche des chocs thermiques froids susceptibles de se produire sur la cuve et l'évaluation des marges vis-à-vis d'une rupture, et cela nécessite d'importantes études de mécanique.⁸⁵⁵ La combinaison des différents paramètres qui influencent la fragilisation des cuves, entre une température ductile-fragile qui croît inexorablement avec le temps d'utilisation de la centrale, RNDT qui dépend elle-même de paramètres physico-chimiques dont la teneur en certaines impuretés (cuivre et phosphore), et la présence de défauts d'une taille significative combinée à certains chocs froids, en fait une «source inépuisable de controverses» selon les ingénieurs du BCCN.⁸⁵⁶ D'ailleurs, la Section Permanente Nucléaire (SPN) de la Commission centrale des appareils à pression, le groupe d'experts spécialistes des cuves, n'aura toujours pas pris position sur la question en 1999. Si les débats sont restés confinés entre un petit nombre d'experts, un ingénieur qui a travaillé pendant plus de 20 ans au BCCN témoigne qu'ils furent âpres entre spécialistes des aciers : «Les moyens disponibles ont toujours permis de retenir les solutions qui prenaient en compte tous les risques identifiés, et ceci malgré des divergences parfois importantes. Je me souviens de certaines réunions, pas forcément très anciennes, où le moins qu'on puisse dire c'est que les discussions n'étaient pas à fleurets mouchetés.»⁸⁵⁷

Si, selon les experts, les conséquences au niveau de la sûreté semblent peu importantes, l'exemple des Défauts Sous Revêtement montre l'ordre de grandeur des conséquences en termes financiers d'un incident à caractère systématique rencontré dans la fabrication. La mise au point de nouvelles procédures de revêtement et les réparations conduisent à des retards dans la mise en service des centrales du palier CP1 de l'ordre de 24 mois x tranches. Le seul surcoût de ces retards est évalué par le Service des Etudes Economiques Générales d'EDF en janvier 1981 à un total de 2 124 MF. Et ce

⁸⁵⁴ Nous empruntons l'explication technique qui suit à trois ingénieurs d'EDF : A. de Montardy, P. Rolland, L. Valibus, «Recherche et développement sur la durée de vie des centrales nucléaires», Revue Générale Nucléaire, 1988, N°2, Mars-Avril, pp. 162-165.

⁸⁵⁵ Ce sujet est d'ailleurs à l'origine, en 1987, de la prolongation de l'arrêt du fonctionnement de la centrale de Chooz A, démarrée en 1967, afin d'étudier les conséquences des derniers résultats fournis par le programme de surveillance.

⁸⁵⁶ Schuler et Merle, «Cuves...», op. cit. p. 53.

⁸⁵⁷ Jacques Novat, «Vingt ans de contrôle de la construction nucléaire», Contrôle, N°122, avril 1998, pp. 27-29.

chiffre considérable n'englobe pas le coût des études faites par le Ministère de l'Industrie, par le constructeur ou EDF, ni le coût des réparations et mises au point effectuées par le constructeur.⁸⁵⁸

14.2.5. L'arrêté du 10 août 1984

La découverte fortuite des fissures pose le problème de la validité des qualifications des procédés de fabrication : l'Assurance Qualité. Depuis 1973, la mise en place de l'Assurance de la Qualité n'avait pas été sans poser certaines difficultés, notamment entre EDF, son fournisseur principal Framatome et ses sous-traitants. Deux responsables du BCCN se souviennent : «les méthodes qui permettent de fabriquer une cuve optimisée vis-à-vis du vieillissement sous irradiation ne se sont mises en place que progressivement, notamment sous la pression conjuguée du BCCN et de la Direction de l'équipement d'EDF vis-à-vis du constructeur Framatome.»⁸⁵⁹ Une des premières étapes dans cette voie, à l'époque où la réglementation française n'existait pas en matière de qualité, avait consisté à améliorer la traçabilité, pour par exemple pouvoir retrouver *a posteriori* l'historique des chauffages et des refroidissements des pièces tout au long de la fabrication, ou encore l'emplacement des réparations pratiquées lors de l'opération de revêtement.

La qualité de fabrication des cuves, jugée particulièrement importante par l'Administration, avait pourtant fait l'objet d'un Arrêté, daté du 26 février 1974, qui précisait l'application de la réglementation des appareils à pression aux chaudières nucléaires à eau, et départageait en particulier les responsabilités entre constructeur et exploitant en cas de défaillance. Mais jusqu'en 1980, aucun texte réglementaire ne visait la procédure d'Assurance de la Qualité : le ministère avait fini par accepter de considérer que le respect d'un ensemble de règles rédigées en commun par EDF et Framatome à partir de 1977, les RCC (Règles de Conception et de Construction), serait équivalent au respect des exigences de la Réglementation Technique Générale promulguée par l'Administration. Ce n'est qu'à partir de 1979 que le Service Central avait commencé à piloter lui-même des groupes de travail chargés d'élaborer des règles françaises, les Règles Fondamentales de Sécurité (RFS).

La première Règle Fondamentale de Sécurité traitant de la qualité (RFS V.2.a) est ainsi publiée le 3 novembre 1981. Elle est remplacée en 1984 par un arrêté «relatif à la qualité de conception, de la construction et de l'exploitation des installations nucléaires de base», paru au Journal Officiel du 22 septembre 1984, accompagné d'une circulaire d'application. Par ailleurs, la promulgation de l'arrêté s'inscrit dans un contexte

⁸⁵⁸ Dans son ouvrage, Georges Lamiral estime que les importantes études lancées après la découverte des fissures auraient pu être menées dans une atmosphère plus sereine, si les études réalisées aux Etats-Unis, en 1960, sur la nocivité des défauts dans l'acier des cuves des réacteurs avaient été connues des techniciens, dont la plupart ne s'intéressaient aux cuves de réacteur que depuis peu d'années. A la suite de ces études la puissance unitaire des tranches américaines avait pu être augmentée, et elles laissaient prévoir que les conséquences des défauts étaient moins importantes qu'on avait pu le craindre. D'après : Georges Lamiral, Chronique..., p. 319.

⁸⁵⁹ Schuler et Merle, «Cuves...», op. cit., p. 53.

international puisque des réglementations semblables s'appliquant aux centrales nucléaires ont été prises, notamment aux Etats-Unis d'Amérique dans le «code of federal regulations», titre 10, partie 50, annexe B, et en République Fédérale d'Allemagne sous la forme d'un guide du Kerntechnischer Ausschuss (KTA 1401). Afin de faciliter la diffusion et la pratique à adopter pour la conception, la construction et l'exploitation des centrales nucléaires, l'agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) a également publié un «code de bonne pratique» (50-C-QA) relatif à l'assurance de la qualité pour la sûreté des centrales nucléaires. De son côté, la Direction de l'Équipement a rédigé, en accord avec ce texte qui était en cours d'élaboration, une note précisant sa propre doctrine, en actualisant la précédente note d'orientation de juin 1973.

Les procédures d'Assurance-Qualité méritaient bien d'être plus strictes, puisque entre la découverte des fissures en 1978 et la promulgation de l'Arrêté de 1984, l'AQ allait montrer d'autres insuffisances dans la fabrication de certains circuits importants pour la sûreté.

C'est ainsi qu'on allait détecter des défauts sur des soudures de tuyauteries des lignes principales de vapeur des REP, sur certains tronçons dits «protégés». Ces circuits sont qualifiés de «protégés» parce que des dispositions particulières sont censées être prises lors de leur construction et un certain nombre de contrôles et d'inspections en service effectués. En vertu de ces précautions particulières, la rupture de ces tronçons protégés⁸⁶⁰ n'est pas considérée comme plausible et n'est pas prise en compte dans les conditions de fonctionnement. Le numéro 34 du Bulletin SN, de juillet-août 1983, nous apprend que le programme d'inspection en service qui comporte un contrôle initial appelé «point zéro» et des contrôles périodiques, n'a pu être mis au point qu'au cours de l'année 1982. Le contrôle initial n'a en conséquence pu être fait avant démarrage que sur les tranches récemment mises en service. Pour les tranches qui avaient déjà démarré, le contrôle «point zéro» a été effectué au cours du premier arrêt pour renouvellement du combustible qui a suivi la mise au point du programme. C'est au cours de certains de ces «points zéro» différés qu'a été mise en évidence l'existence dans certaines soudures de ces tuyauteries, de défauts technologiques de soudage non conformes aux critères figurant dans les spécifications de fabrication. Des défauts ont été découverts sur onze des dix neuf tranches qui ont été examinées à cette date. Certains défauts ont été laissés en l'état, le Service Central ayant approuvé les justifications de l'exploitant quant à leur innocuité; d'autres ont fait l'objet de réparations avant redémarrage de l'installation (Blayais 1). Les défauts mis en évidence sont dus là encore au phénomène de fissuration à froid, ce qui conduit le Service Central à mettre en doute l'aptitude du type de soudure utilisé à remplir les exigences requises, et l'amène à exiger des contrôles complémentaires sur toutes les soudures susceptibles d'être affectées par le phénomène. Le SCSIN recommande même une «vigilance permanente des différents responsables industriels concernés.» Les défauts constatés ne sont pas susceptibles à court terme d'affecter la tenue des tuyauteries, explique-t-on, et un calcul a été mené par EDF sur les conséquences possibles d'une telle rupture sur un tronçon protégé : les conséquences ne seraient importantes que si une défaillance supplémentaire survenait au même moment,

⁸⁶⁰ Ces tronçons sont délimités d'une part par la vanne d'isolement de vapeur située hors de l'enceinte et d'autre part l'enceinte de confinement elle-même.

comme par exemple la rupture d'un générateur de vapeur. Et même dans ce cas, les conséquences radiologiques ne dépasseraient pas celles des accidents pris en compte à la conception. Néanmoins, des mesures ont été prises par EDF pour traiter cette «anomalie», à la construction, pour l'inspection en service et pour étudier la nocivité des défauts.

Le même numéro du Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires⁸⁶¹ fait mention de l'anomalie de fabrication du «générateur de vapeur N°76». Ce défaut faisait partie d'une liste de six défaillances et anomalies portées par la CFDT à la connaissance du personnel des tranches nucléaires, de la direction d'EDF, du ministère de l'Energie et du Délégué interministériel à la Sécurité nucléaire dès mai-juin 1982. La CFDT considérait ces anomalies comme présentant les dangers les plus immédiats. La plaque tubulaire du générateur de vapeur N°76 destiné à la deuxième tranche de la centrale nucléaire de Chinon B avait été percée par erreur de six alésages supplémentaires. Le BCCN qui l'avait examinée conformément à la procédure avec le dossier de fin de fabrication avait alors demandé au constructeur des justifications complémentaires. Les essais et calculs engagés dans ce but avaient alors montré l'existence d'un risque de fissuration par fatigue de deux zones entre alésages. Compte tenu de ces résultats le constructeur avait mis au point un procédé de réparation, analysé par le BCCN qui avait demandé de compléter les justifications apportées concernant la tenue à la fatigue de la zone. La section permanente nucléaire, réunie le 14 mai 1982 à la demande du chef du SCSIN n'avait pas formulé d'avis, attendant les résultats des analyses complémentaires demandées. Elle avait estimé également nécessaire qu'EDF dispose, dans l'hypothèse où la réparation serait acceptée, et avant le démarrage de la tranche, d'une méthode de contrôle en service. Effectuée sur site dans le courant de l'été 1982, la réparation avait pu être contrôlée par la méthode des courants de Foucault développée pour les défauts sous revêtement des plaques tubulaires. Au vu des résultats et après avis de la section permanente nucléaire réunie le 26 juillet 1983, le chef du SCSIN faisait savoir à la DRIR Bourgogne-Franche Comté qu'il n'avait pas d'objection à la délivrance du procès verbal d'épreuve hydraulique de la chaudière de Chinon B2. Il demandait cependant à EDF que les zones réparées fassent l'objet d'un contrôle particulier en service et que des études de nocivité soient menées sur l'ensemble des anomalies de perçage des plaques tubulaires des générateurs de vapeur décelées sur certaines tranches nucléaires en construction ou en fonctionnement.

Malgré ces avertissements, les problèmes de failles dans l'Assurance Qualité n'étaient pas terminés, puisque le Bulletin SN N°37 de janvier-février 1984, dans un petit paragraphe intitulé «Problèmes d'ordre générique», rapporte qu'EDF a informé le chef du Service central, par lettre du 27 janvier 1984, d'une anomalie relative à l'absence de réalisation de certains contrôles de fin de fabrication de coudes des lignes principales de vapeur des premières tranches du palier 1300 MWe. La lettre d'EDF indique également que sur certains autres coudes de tranches en construction il y avait eu une absence de traitement thermique final de détensionnement. Par contre, les contrôles réalisés sur la première tranche de la centrale de Paluel avant démarrage n'avaient révélé aucune anomalie.

⁸⁶¹ Bulletin SN, n°34, juillet-août 1983.

Le même numéro du Bulletin consacre un dossier d'une demie-page à la fissuration relevée sur une soudure du circuit d'injection de sécurité de Bugey 3. C'est à l'occasion d'un arrêt programmé, le 11 novembre 1983, que les ingénieurs de la centrale, essayant de rechercher les causes d'un taux élevé de fuites primaires, découvraient une fissuration débouchante sur une soudure d'une tuyauterie d'injection de sécurité à basse pression. Ce tronçon était alors découpé et remplacé à l'identique. Une expertise menée révélait une fissure de 90 mm de long sur une paroi interne de la tuyauterie, l'amorçage de la fissure par corrosion et son développement par fissuration transgranulaire, alors qu'une forte teneur en soufre à la racine de la soudure fissurée était détectée. Comme les conditions auxquelles sont soumis les matériels peuvent rendre dangereux certains défauts a priori inoffensifs, une instrumentation particulière avait été installée pour évaluer les contraintes auxquelles étaient soumises la tuyauterie. Les résultats d'EDF concluaient que l'origine de l'anomalie n'était pas un défaut de fabrication : la fissure avait été amorcée par un phénomène de corrosion sous tension en présence notable de soufre et de bore, et elle s'était propagée par fatigue. Et en effet, EDF estimait que la corrosion initiatrice de cette fissuration semblait être due aux conséquences d'un incident de démarrage particulier à Bugey 3. C'est donc dans ce cas la façon dont l'installation a été conduite qui est la cause de la dégradation accélérée d'une pièce de tuyauterie importante pour la sûreté.

14.2.6. Appel à l'humilité des techniciens

Le soin de conclure sur les problèmes de défauts dans le circuit primaire, que ce soit à la conception, lors de la fabrication ou en exploitation, revient à un ingénieur du BCCN. Ayant joué un rôle moteur dans le retour d'expérience en matière de chaudières, Jacques Novat tire comme bilan de vingt ans de contrôle de la construction nucléaire qu'il faut désormais faire preuve de plus d'humilité : «Le fait de croire, à l'origine, que le retour d'expérience ne serait pas source de modifications reposait sur une vision un peu utopique de la situation, à savoir : la conception permettrait de prévoir les différentes sollicitations auxquelles le matériel serait soumis; les qualifications de procédés permettraient de s'assurer qu'il n'y avait, à l'issue de la fabrication, aucun défaut susceptible de devenir nocif en service; les règles d'exploitation permettraient de garantir que les équipements ne subissaient pas de contraintes supérieures à ce qui était prévu au stade de la conception.»⁸⁶² Ce constat l'amène à faire preuve de modestie dans trois domaines particuliers : les hypothèses prises en compte à la conception, le choix des matériaux, et la validité des qualifications des procédés de fabrication. Il constate que les problèmes rencontrés en service ont fait progresser tous les spécialistes, mais des domaines subsistent où règnent toujours beaucoup d'inconnues. C'est pourquoi, malgré l'absence d'incidents sérieux, la plus grande vigilance doit rester de mise.

14.3. Broches de maintien des tubes guides de grappe de contrôle (incidents de 1982)

⁸⁶² Jacques Novat, «Vingt ans de contrôle de la construction nucléaire», Contrôle, N°122, avril 1998, pp. 27-29.

Trois ans après les Défauts Sous Revêtement, un autre phénomène fait l'objet d'une campagne d'information de la CFDT, qui le juge inquiétant.⁸⁶³ L'organisation syndicale demande même que tous les réacteurs de la série en fonctionnement, soit 21 tranches, soient arrêtés pour inspection et réparation. Les préoccupations de la CFDT viennent du fait qu'au cours de l'année 1982, la rupture de broches de centrage des tubes guides de grappes de contrôle a été constatée sur quatre tranches. C'est à nouveau la qualité des fabrications qui s'avère insuffisante.

Une première anomalie est découverte en janvier 1982 sur la première tranche de la centrale nucléaire de Gravelines, après 10 000 heures de fonctionnement : l'examen d'un clapet sur le circuit primaire qui présentait une inétanchéité montre la présence d'une pièce métallique étrangère. A l'analyse, cette pièce s'avère être une lame flexible d'une broche de maintien d'un tube-guide de grappe de contrôle, qui s'est rompue à cause d'un phénomène de corrosion sous tension. Décrites grossièrement, les grappes de contrôle coulisent à travers le couvercle dans des tubes situés dans la partie supérieure de la cuve du réacteur au dessus des assemblages combustibles. Chacun de ces tubes de guidage est maintenu par deux broches comportant chacune deux branches flexibles.

L'analyse de fabrication des broches de Gravelines 1 effectuée par le constructeur ne parvient pas à mettre en évidence de défaut de fabrication particulier à cette tranche, c'est pourquoi le caractère générique de ce problème est immédiatement soulevé.

Le bulletin SN N°25 qui couvre cette période (janvier-février 1982), consacre un encadré spécial au problème des broches de maintien et envisage les risques induits par une telle défaillance : la migration d'une broche rompue pourrait entraîner une détérioration ou un mauvais fonctionnement d'un organe (organe de robinetterie, grappe de contrôle). Le Bulletin envisage également une détérioration du tube guide qui, moins bien maintenu pourrait éventuellement engendrer un mauvais fonctionnement de la grappe de contrôle. Mais dès cette date, le SCSIN et ses appuis techniques, en particulier le groupe permanent chargé des réacteurs, qui ont examiné les premières études effectuées par EDF vis-à-vis de ces risques, estiment que cet incident ne remet pas en cause le fonctionnement des tranches en exploitation⁸⁶⁴. Pour le SCSIN, il ne s'agit donc pas d'un problème de sûreté mais d'un risque industriel pour EDF laissée libre de son choix.⁸⁶⁵

Si les autorités n'exigent pas l'arrêt des réacteurs, elles demandent cependant à EDF de «mettre en œuvre un programme de surveillance des différentes tranches et de s'assurer en particulier de la manœuvrabilité des grappes de contrôle ainsi que de la

⁸⁶³ GSIEN, «En France, bilan des incidents», La Gazette Nucléaire, N°50/51, 1983, p. 20.

⁸⁶⁴ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, «Anomalie relative aux broches de maintien des tubes guides de grappe de contrôle des tranches comportant un réacteur à eau pressurisée, SN,N°25, janvier-février 1982, p. 8.

⁸⁶⁵ Cette étude de sûreté d'EDF, aboutit en avril 1983, plus d'un an plus tard donc, à la conclusion que l'endommagement des broches n'entraîne pas de conséquences préjudiciables au plan de la sûreté de l'installation, explique un membre du Service de la Production Thermique d'EDF (Département Sécurité, Radioprotection, Environnement) : Dollo R., «Interventions sur les tubes-guides de grappes de contrôle des réacteurs à eau pressurisée (REP 900 MW)», Radioprotection, 1985, Vol. 20, n°2, p. 136.

présence des têtes et des branches flexibles des broches.»⁸⁶⁶ . Framatome suggérera différentes modifications pour diminuer les contraintes de serrage et pour optimiser les traitements thermiques subis par ces pièces. Début 1982, décision est prise par EDF de procéder au changement de la totalité des broches pour les tranches en construction qui n'ont pas encore divergé. Pour les autres tranches, des contrôles télévisuels et des contrôles non destructifs sont renforcés.

Malgré ces mesures, deux mois plus tard, en mars 1982, c'est au tour de la tranche numéro 1 de Fessenheim de subir une rupture de broche, soit après 30 000 heures de fonctionnement du réacteur. L'incident est annoncé dans le Bulletin dans le style qui lui est propre : «Le système d'écoute acoustique du circuit primaire a permis de détecter, dans la semaine du 15 au 21 mars, un bruit significatif de pièce métallique errante, de dimension réduite, dans la boîte à eau d'un générateur de vapeur. Le fonctionnement de la tranche a été interrompu le 20 mars pour engager des opérations de récupération de ce corps migrant. Depuis la tranche est en arrêt.»⁸⁶⁷ Une brève du même numéro informe que la pièce a été récupérée le 29 mars et qu'une première observation a montré qu'il s'agissait d'un écrou de fixation d'une broche de centrage de tube guide de grappe de contrôle. Le déchargement complet du cœur du réacteur a alors été entrepris pour investigations supplémentaires dans la cuve, les tuyauteries primaires et les générateurs de vapeur. L'article précise en outre que «compte tenu du caractère générique présenté par cet incident, une «écoute» quotidienne est actuellement effectuée sur chaque boîte à eau des générateurs de vapeur de toutes les tranches nucléaires PWR en service.»⁸⁶⁸

L'ingénieur du SCSIN qui rédige l'article ne disposait sans doute pas du récit imagé qu'en donne rétrospectivement l'ancien chef de la centrale montrant les difficultés vécues par les techniciens sur place : «Un jour de mars 1982. Un matin comme beaucoup d'autres. Chacun des deux wattmètres sur le mur du bureau affiche 880 MW. Et puis soudain, au téléphone, une information insolite. Sur la tranche 1 le «sonar» qui épie tout bruit anormal provenant du circuit primaire s'est mis en alarme. Une vérification locale confirme l'existence de chocs métalliques et erratiques semblant provenir du GV n°3. Décision est prise d'arrêter la tranche et de pénétrer dans la boîte à eau. Le spectacle offert est affligeant. La plaque tubulaire qui reçoit les extrémités des 3 300 tubes du GV est «massacrée» : embouts tordus, revêtement en Inconel criblés d'impacts. Le missile est rapidement localisé : un cylindre creux de quelques centaines de grammes ressemblant vaguement à un écrou. Après quelques échanges avec les experts du Département Matériel, il faut se rendre à l'évidence. La pièce retrouvée est un morceau de l'une des 104 broches de maintien des tubes guides de grappes de contrôle. L'inspection complète des internes confirme l'étendue du mal : la plupart des pièces est affectée par un phénomène de fissuration. [...] Mais dans l'immédiat, que faire pour réparer Fessenheim 1 ? Ni EDF ni Framatome ne sont préparés à cette éventualité, sans précédent dans le monde. Il faut en quelques mois définir une méthode d'intervention,

⁸⁶⁶ Bulletin SN, N°25, janvier-février 1982, p.8.

⁸⁶⁷ Bulletin SN, N°26, mars-avril 1982, p. 7.

⁸⁶⁸ Ibid.

fabriquer des outillages permettant d'intervenir dans des conditions très difficiles. Le constructeur tâtonne. L'UTO [Unité Technique Opérationnelle], fraîchement créée, hésite. La centrale se sent bien seule.»⁸⁶⁹ Les 52 tubes guides seront démontés un à un, les broches seront déposées «à l'aide d'outils manuels confectionnés dans l'atelier de la centrale» et remplacées par des pièces neuves. Cette opération va durer quatre mois, et épuiser le crédit dosimétrique de toute l'équipe, tant le débit de dose est important.

L'histoire semble décidément se répéter puisque le 21 juillet, alors que les opérations de redémarrage de la tranche de Bugey 2 sont en cours après les opérations annuelles de renouvellement du combustible, le système d'écoute détecte un bruit anormal dans la boîte à eau du générateur de vapeur n°3. La tranche est alors mise à l'arrêt, la boîte à eau du générateur de vapeur en question est ouverte et on retrouve un écrou de broche de tube guide de grappe de contrôle. La cuve est alors ouverte et le combustible déchargé : tous les tubes guides de grappes sont remplacés par des tubes guides dont les broches ont subi un traitement thermique qui semble à l'époque approprié. On estime alors que ces opérations prolongeront l'arrêt de la tranche pendant plusieurs semaines, voire plusieurs mois.⁸⁷⁰

Fin 1982, c'est au tour de la tranche 4 de Bugey de connaître ce même incident : l'examen télévisuel des écrous des broches des tubes guides au cours des opérations liées au renouvellement du combustible révèle qu'une broche a été retrouvée cassée dans son logement. Là aussi, la totalité des tubes guides est remplacée.

En l'espace de deux ans, toutes les broches des 21 tranches françaises seront remplacées. Ce problème générique lié à un défaut de conception et de fabrication (état de surface) aurait dû être appréhendé par le retour d'expérience japonais et américain car des incidents analogues avaient eu lieu dans les centrales japonaises en 1978 et 1979 et aux Etats-Unis (fissures Ohi en 1980). Il coûte cher à EDF sur le plan économique en terme de disponibilité, même si toutes les tranches n'ont pas été arrêtées au moment de la découverte du problème à Gravelines 1. Avec l'accord du SCSIN qui n'a pas jugé ce problème à ce point important pour la sûreté qu'il justifie l'arrêt immédiat des tranches, les opérations de remplacement ont pu être effectuées au cours des arrêts annuels programmés. Le bilan est également lourd au point de vue dosimétrique : les opérations de remplacement ont coûté 2 Sv en moyenne par tranche, soit 10% en moyenne de la dose collective annuelle d'une tranche.⁸⁷¹

L'affaire rebondit avec la découverte sur Tricastin 4, le 15 mars 1987, puis sur Gravelines 1, le 8 février 1988 d'un corps migrant décelé par le système de détection acoustique puis identifié comme un écrou de broche. A la suite de l'incident de Tricastin 4, des expertises réalisées sur 46 broches prélevées sur des centrales de 900 MWe révèlent

⁸⁶⁹ Greppo Jean-François, «Les broches de Fessenheim», in : Dominique Larroque, Histoire du Service de la Production Thermique d'Electricité de France. Le temps du nucléaire. Tome second. 1973-1992, Association pour l'histoire de l'électricité en France, p. 39.

⁸⁷⁰ Bulletin SN, N°28, juillet-août 1982, p. 2.

⁸⁷¹ Dollo R., op. cit., p. 149.

que 25% de ces broches sont fissurées. La conclusion tirée par le Service central est qu'à court terme la rupture de broches ne pose pas de problèmes de sûreté, mais qu'il est nécessaire de prévoir leur remplacement dans un délai limité.⁸⁷²

14.4. L'Incident de Bugey 5, 15 avril 1984

«Tranche 5 Le fonctionnement à la puissance nominale a été interrompu le 14 avril, à la suite de la défaillance de l'alimentation d'une des deux voies redondantes du système de contrôle commande de certains actionneurs de la tranche. Cette défaillance a entraîné l'arrêt d'urgence du réacteur et a provoqué la perte momentanée des alimentations externes de la tranche et un début de fuite aux joints de deux des pompes primaires. La tranche a été conduite à l'état d'arrêt à froid pour contrôle de certains matériels.» (Bulletin SN, N°38, mars-avril 1984, p. 3)

Telle est la première annonce de l'incident survenu sur la tranche n°5 de la centrale PWR de Bugey par le Bulletin du ministère de l'industrie. Cette annonce, laconique - la citation comporte l'intégralité du texte, 13 lignes - permet difficilement au profane de mesurer l'importance de ce qui sera considéré comme l'un des plus graves événements ayant affecté un réacteur PWR français.

Avant de décrire les causes puis le déroulement de l'incident, il faut préciser que sa gravité est due au fait que la tranche a frôlé la perte totale de ses alimentations électriques de puissance, une situation hors dimensionnement.

L'alimentation en énergie électrique nécessaire à la sûreté des centrales est assurée soit par deux sources externes constituées à partir du réseau national de distribution électrique, soit par deux sources internes constituées chacune d'un groupe électrogène à moteur diesel. En cas de perte des alimentations externes, on procède normalement à «l'ilotage» de la tranche, c'est-à-dire que l'alimentation de ses auxiliaires est assurée par le fonctionnement même de la tranche. L'énergie électrique, qu'elle provienne des sources externes ou internes, est distribuée par l'intermédiaire de deux tableaux électriques qui correspondent chacun à une voie : la voie A est la voie «normale», la voie B assure le «secours» en cas de défaillance de la voie A. Ainsi, la défaillance simultanée de l'alimentation électrique des matériels nécessaires à la sûreté de la tranche peut provenir soit de la défaillance simultanée de l'ensemble des sources soit de celle des tableaux électriques.⁸⁷³

Le bulletin sur la sûreté des installations nucléaires revient plus longuement (125 lignes) dans son numéro de juillet-août 1984 sur la description de l'incident, les causes tirées d'une première analyse et les actions entreprises.

C'est à la suite d'un défaut sur une carte de régulation, que le redresseur qui fournit le

⁸⁷² Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, «Corrosion sous tension des broches de guides de grappe», SN, N°61, janvier-février 1988, pp. 13-15.

⁸⁷³ D'après la description que donne Jacques Libmann du scénario de perte totale des alimentations électriques. Libmann, Jacques, Approche et analyse de la sûreté des réacteurs à eau sous pression, INSTN-CEA, 1986, p. 110.

courant continu 48 V de la voie A tombe en panne. A partir de là, le courant continu de la voie A est fourni uniquement par une batterie qui commence à se décharger. Le bulletin précise que cette situation a duré plusieurs heures pendant lesquelles l'exploitant n'est pas intervenu, pensant que le signal d'alarme provenait d'un défaut d'isolement. L'interprétation de l'opérateur n'est pas mise en cause, en effet «la verrine regroupant six alarmes différentes était déjà allumée et clignotait assez fréquemment depuis plusieurs jours en raison de défauts d'isolement.»⁸⁷⁴ En fait, la batterie continuant à se décharger (la tension est tombée de 48 à 30V), l'arrêt d'urgence survient, 3h40 après le début de l'incident. L'arrêt d'urgence est suivi du déclenchement de la turbine. C'est alors que le réacteur devrait basculer sur la source extérieure, mais le basculement échoue à cause du manque de tension. Pour la même raison, le diesel de la voie A refuse de démarrer. La tranche se trouve alors sans alimentation extérieure; seuls les tableaux de la voie B sont alimentés par le diesel voie B qui a, lui, démarré. A cet instant, il aurait suffi que ce ne soit pas le cas ou que le couplage sur le tableau B ne fonctionne pas pour aboutir à la perte totale des alimentations électriques. Malgré des difficultés, le refroidissement est assuré en thermosiphon et la chaleur est évacuée par le contournement à l'atmosphère. En effet, une autre défaillance sur un tableau 220V produit certaines perturbations en salle de commande, de plus, l'aspersion normale qui permet de contrôler la pression, est inefficace, l'aspersion auxiliaire (voie A) et deux des trois vannes de décharge (voie A) sollicitées au début de l'incident ne manœuvrent plus à cause de la baisse de tension 48 V. L'exploitant réussit finalement à rétablir les alimentations électriques et le refroidissement normal.

Une visite dans le bâtiment réacteur après l'incident met en évidence une fuite le long de l'arbre de deux des trois pompes primaires estimée à 150 l/h. Les variations de la pression primaire ont provoqué le déplacement des joints de ces pompes, créant une brèche dans le circuit primaire; ils se sont remis en place par la suite.

Mais si le Bulletin SN N°40 consacre un petit dossier à l'incident (125 lignes), là encore, rien n'est dit quant aux conséquences potentielles de l'incident, ni sur les difficultés qu'ont pu éprouver les opérateurs. Ceux-ci se sont en effet retrouvés dans une situation non prévue par la conception et ils n'avaient pas de consignes adaptées à la situation. Il faut lire entre les lignes pour deviner cette situation derrière le récit distant et volontairement neutre, diplomatique du bulletin : «Il faut noter que la perte simultanée des sources 48V LCA et 220V LNA a rendu impossible l'application des procédures de pertes de sources habituelles, le cumul des défaillances n'y étant pas prévu.»⁸⁷⁵ La situation réelle s'éclaire nettement à la lecture du grand dossier publié trois ans plus tard dans le Bulletin SN N° 58 de juillet-août 1987, qui fait le bilan de l'incident.⁸⁷⁶ Il est vrai qu'entre temps est intervenu l'accident de Tchernobyl qui a mis en lumière les errements dans la communication de l'administration. Par ailleurs, suite à Tchernobyl, l'incident avait été

⁸⁷⁴ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, N°40, juillet-août 1984, p. 8.

⁸⁷⁵ Ibid.

⁸⁷⁶ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, «Un exemple de retour d'expérience : leçons tirées de l'incident survenu à Bugey 5 le 14 avril 1984», SN, N°58, juillet-août 1987, pp. 12-13.

porté à la connaissance du grand public par un article du *Canard Enchaîné* qui s'était emparé de l'événement en titrant : «Le jour où une centrale française a failli cramer.»⁸⁷⁷ L'article reprenait les principales conclusions d'un rapport confidentiel de l'IPSN ayant analysé l'accident. Etaient cités en particulier les passages suivants, dont le préambule : «Cet incident est pratiquement la répétition d'un incident identique qui avait eu lieu sur la tranche 1 de la centrale de Dampierre le 20 novembre 1980 (...). Malheureusement, l'analyse qui en avait été faite à l'époque et qui montrait le caractère néfaste de certaines dispositions n'avait pas été pris en compte.»⁸⁷⁸ Le *Canard Enchaîné* citait aussi cette considération de l'expert sur les conséquences potentielles de l'accident : «Une défaillance supplémentaire sur cette voie (refus de démarrage du diesel, refus de couplage sur le tableau LHB, etc...) aurait donc conduit à une perte complète des alimentations électriques de puissance, situation hors dimensionnement. Il faut noter que les matériels nécessaires à l'application de la procédure H3 destinée à faire face à cette situation, n'étaient pas encore opérationnels sur le site. Même s'ils l'avaient été, comme on le verra dans la suite de l'analyse, l'application de la procédure H3 telle qu'elle est prévue aujourd'hui aurait été difficile, car cette procédure ne prend pas en compte l'indisponibilité du tableau LCA.»⁸⁷⁹ Le journaliste indiquait que le rapport citait même quatre autres exemples d'incidents similaires.

En juillet-août 1987 donc, le Bulletin SN, sur plus d'une page et demie (en trois colonnes, petits caractères, 400 lignes environ) se propose de montrer à travers l'exemple de l'incident de Bugey 5 comment les leçons sont tirées en vue d'augmenter la sûreté. L'article permet de mieux comprendre en quoi l'incident a conduit à modifier un certain nombre d'idées, à la fois par la prise en compte à la conception de problèmes

⁸⁷⁷ Louis-Marie Horeau, «Le jour où une centrale française a failli cramer», Le Canard Enchaîné, 21 mai 1986. Le Bulletin SN est public, mais pratiquement illisible, ne serait-ce que par le ton volontairement neutre, administratif, ne permettant pas au non initié de juger la réalité des événements. Par contre, le rapport du Service d'Analyse de Sûreté des Réacteurs de l'IPSN (rapport SASR n°46, 1985) qui analyse l'incident et qui est beaucoup plus explicite que le Bulletin, est lui en «diffusion limitée», non accessible donc. L'incident avait été relaté par la Gazette Nucléaire dans son n°64/65 de janvier-février 1985. Une longue relation de l'incident (plus d'une page format A4) apparaissait également sous la plume de deux ingénieurs du SEPTEN d'EDF dans la Revue Générale Nucléaire en septembre-octobre 1985 : Robert Morin, Sylvain Hendrickx, «Etat d'avancement du programme de construction des centrales à eau sous pression de 900, 1300 et 1400 MWe. Fonctionnement des tranches de 900 MWe», Revue Générale Nucléaire, 1985, N°5, septembre-octobre, pp. 381-393. L'article montre bien la situation à laquelle furent confrontés les opérateurs, avec un vocabulaire non édulcoré quant à l'insolite de l'incident. Ceci étant, l'article n'envisage pas les conséquences d'une défaillance supplémentaire. L'article parle d'un «incident d'une assez grande ampleur, au déroulement parfois étonnant, bien maîtrisé par l'équipe d'exploitation.» Les auteurs citent «deux conséquences insolites» à la perte du 220 V de la voie A qui rappellent les scénarios catastrophes typiques de ce genre d'incidents : «Le gyrophare normalement actionné par les gardiens du site pour donner l'alerte s'est mis à fonctionner en salle de commande. Le temps de penser à un acte de malveillance, les exploitants ont compris que cet événement perturbateur résultait du manque de tension, car le poste de garde est normalement alimenté par la tranche 5. De même, les ingénieurs d'astreinte ont éprouvé quelques difficultés, vite surmontées, à pénétrer sur le site avec un poste de garde «dans le noir» et un portail fermé...» (Morin et Hendrickx, «Etat d'avancement...», op. cit., p. 386.)

⁸⁷⁸ IPSN, Rapport SASR n°46, cité par Louis-Marie Horeau, «Le jour...», op. cit., p. 12.

⁸⁷⁹ Ibid.

insoupçonnés, mais aussi par un changement d'attitude à l'égard du caractère jugé jusque-là hypothétique de certains événements.

Après un rapide récit de l'incident - les différentes défaillances jusqu'au non démarrage du diesel voie A - le rédacteur du SCSIN tient à préciser, comme en manière d'excuses pour les propos plus hardis qu'il va ensuite tenir : «Il s'agit d'un incident qui n'a jamais mis en cause la sûreté de la tranche, puisque le fonctionnement d'un seul diesel suffit à assurer le refroidissement du réacteur à l'arrêt, et il n'y a bien sûr pas eu la moindre fuite de radioactivité.»⁸⁸⁰ Mais l'auteur poursuit ses propos par des considérations moins agréables aux oreilles de l'exploitant : «Cet incident n'en a pas moins révélé une situation potentiellement dangereuse, puisque l'arrêt intempestif du seul diesel en marche (par suite d'erreur humaine ou pour tout autre cause) aurait créé une situation non sûre». Par situation non sûre, l'auteur entend une situation qui aurait obligé les opérateurs à «improviser» selon ses propres termes, c'est-à-dire à utiliser les quelques heures disponibles avant que le refroidissement ne soit plus assuré, pour se brancher sur une autre alimentation électrique comme par exemple l'un des six autres diesels disponibles sur le site. L'enseignement principal de l'incident est que «les défaillances par dégradation lente, non prévues à la conception, induisent des modes de fonctionnement aléatoires ainsi que des difficultés d'interprétation des informations d'alarme de la salle de commande. Elles peuvent amener à une situation complexe rendant la conduite de la tranche délicate.»⁸⁸¹

Parmi les conséquences réelles, outre les aspects techniques sur lesquels nous revenons dans les lignes qui suivent, l'auteur précise que jusqu'à l'incident du 14 avril 84, «les défaillances de sources étaient limitées à une seule et les procédures existantes ne tenaient pas compte de cas, plus rares il est vrai, de perte de plusieurs sources. Le jour de l'incident, aucune aide n'a pu être fournie aux opérateurs par les procédures existantes.»⁸⁸²

En fait le principal problème qui est ressorti de l'incident est que le contrôle-commande de la voie A a continué de fonctionner, mais avec une source de tension 48V qui allait en se dégradant, ce qui a entraîné un mode commun de défaillances non décelé jusque-là : des interdépendances complexes entre les différentes sources électriques ont été mises en évidence à la suite de l'incident. Conséquence du mode commun et du fonctionnement en mode dégradé, les moyens d'action normaux depuis la salle de commande ont été rendus aléatoires, et les informations présentes en salle de commande n'ont plus reflété la réalité. En effet, une baisse progressive de la tension affecte de façon variable et non simultanée le comportement des actionneurs et relais : tandis que certains s'ouvrent par baisse de tension, d'autres, pas tous, se ferment alors qu'ils devraient s'ouvrir.

⁸⁸⁰ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, «Un exemple de retour d'expérience : leçons tirées de l'incident survenu à Bugey 5 le 14 avril 1984», SN, N°58, juillet-août 1987, pp. 12-13.

⁸⁸¹ Ibid.

⁸⁸² Ibid.

Outre le mode commun, c'est la possibilité de défaillance non franche qui a fait l'objet des mesures correctives les plus importantes : en effet, comme l'indique le Bulletin SN, «toutes les analyses de sûreté, qu'elles soient déterministes ou probabilistes, ne prennent en compte que les défaillances complètes des équipements, à l'exclusion des modes de fonctionnement dégradés ou aléatoires. La prise en compte de tels fonctionnements n'est pas possible, en l'état actuel de l'analyse. Tout doit donc être mis en œuvre pour éviter ce mode de défaillance.»⁸⁸³

A part la découverte de ce nouveau type de défaillance, d'autres mesures sont immédiatement exigées qui témoignent du fait que l'importance d'une bonne organisation des alarmes (regroupements, couleurs des voyants, emplacements) n'avait pas été suffisamment analysée après TMI, ou que les modifications n'avaient pas été effectuées avec une diligence suffisante. Sont en particulier mises en œuvre la séparation des alarmes concernant la tension des autres alarmes comme le défaut d'isolement, ou l'installation d'alarmes concernant le fonctionnement des redresseurs des sources : à ce sujet le Bulletin exprime une réprimande du Service central à l'égard d'EDF, estimant qu'il «n'est pas admissible qu'un matériel important pour la sûreté cesse de fonctionner (un redresseur à Bugey 5) sans que les agents de conduite en soient informés». Par ailleurs, pour les sources dites «sans coupure» comme celles du redresseur en question, EDF a mis au point des systèmes qui, au cas où un risque de défaillance non franche est détecté, permet d'isoler la source douteuse de façon délibérée en provoquant une coupure franche. Pour traiter les conséquences d'une perte totale des sources électriques de puissance (on se souvient qu'une seule défaillance supplémentaire sur la voie B aurait conduit à cette situation, hors du domaine de dimensionnement), des dispositions supplémentaires sont mises en œuvre : la réalimentation électrique en particulier serait assurée par une tranche ilotée du site ou d'un site voisin ou d'un groupe hydraulique proche, par une turbine à gaz, ou par un groupe diesel de secours d'une autre tranche.

Si les conséquences en termes de santé publique ou même de dégâts matériels sont rigoureusement nulles, les répercussions de l'événement sont cependant telles qu'elles s'appliquent à tous les paliers PWR (900 et 1300) mais également aux autres filières de réacteurs. L'incident de Bugey 5 poussera EDF à poursuivre et à approfondir la réflexion sur les enseignements de TMI, et à accélérer la mise en œuvre de certains moyens. Comme un petit règlement de compte en passant, le Bulletin du SCSIN reproche à EDF ses réticences à mettre en œuvre les modifications à bonne allure. L'article précise en effet que les éléments de réflexion tirés de l'incident (alarmes, défaillance non franche, interdépendance entre sources électriques) «ne sont pas nouveaux d'ailleurs, mais (...) s'appuient sur des faits bien réels qu'on avait tendance jusque-là à classer dans les événements hypothétiques.»⁸⁸⁴

A une moindre échelle que l'accident de TMI, l'incident de Bugey 5 a mis en évidence une faille dans les raisonnements de sûreté, non seulement du point de vue des concepteurs mais aussi de celui des analystes. Il ne s'agit pas simplement de la

⁸⁸³ Ibid.

⁸⁸⁴ Ibid.

non-application de mesures déjà identifiées par les analystes mais qui coûtent de l'argent, expliquant la mauvaise volonté de l'exploitant à les mettre en œuvre. Dans le cas de Bugey, ce sont les deux approches, celle du concepteur mais aussi celle de l'analyste chargé de vérifier que tout a bien été pris en compte, qui sont mises en défaut par ce qu'on pourrait appeler un mode commun conceptuel. Le texte du Bulletin conclue sur la mise en évidence de cette faille : «l'analyse d'un incident comportant des situations non prévues à la conception ayant des conséquences importantes est riche d'enseignements. Entre ce qui avait été admis à la conception, c'est-à-dire la défaillance brutale d'un matériel, et ce qui avait été postulé par les analystes de sûreté, c'est-à-dire la perte totale des systèmes redondants, il existait toutes sortes de défaillances, comme la perte partielle et la dégradation lente qui n'avaient pas été analysées.»⁸⁸⁵

La période 1979-1986 marque l'entrée de l'énergie nucléaire française dans une nouvelle phase : la phase d'exploitation industrielle. L'accident de Three Mile Island a bouleversé les certitudes établies dans certains milieux quant au caractère hypothétique des accidents graves. L'accident s'est produit, certes avec peu de conséquences à l'extérieur, mais les dégâts ont été considérables - le cœur a fondu dans des proportions allant au-delà de toutes les prévisions des spécialistes - la centrale a été perdue pour son propriétaire. Les techniciens doivent désormais faire preuve de plus d'humilité, les responsables politiques de moins de condescendance à l'égard des populations. L'analyse technique des incidents montre que la conception, et même l'analyse des contrôleurs ne peuvent pas toujours tout prévoir ou déceler. Ceci étant, les incidents dont la plupart sont mineurs, font progresser la sûreté. Et c'est l'un des caractères originaux de l'énergie nucléaire que d'avoir organisé la collecte et l'analyse systématique des incidents pour en tirer les leçons et voir dans quelle mesure ils auraient pu ou non être initiateurs d'accidents plus graves. C'est pourquoi il faut toujours relativiser, en matière d'énergie nucléaire, l'importance accordée aux incidents dans les récits du fonctionnement des installations, qui est nécessairement disproportionnée par rapport à la réalité de la vie des installations : le fonctionnement des tranches nucléaires n'est pas qu'une suite d'incidents. Certes, des incidents se produisent, inévitablement, plus ou moins graves, qui sont riches d'enseignements. C'est parce que les situations de crise révèlent le fonctionnement normal de tout organisme qu'il est important d'étudier les incidents, pour le technicien qui en tire les leçons pour la sûreté, comme pour l'historien qui veut montrer les enjeux, le positionnement des différents acteurs et les motifs des choix qui sont effectués par les différents responsables.

⁸⁸⁵ Ibid.

PARTIE V. L'EXPLOITATION DES centrales D'EDF APRES TCHERNOBYL : l'affirmation du pouvoir de l'administration chargée du contrôle de la sûreté (1986-2002)

CHAPITRE 15. L'ACCIDENT DE TCHERNOBYL ET SES CONSEQUENCES

A peine la mise en pratique des enseignements tirés de l'accident de TMI est-elle en voie d'achèvement sur les tranches du parc nucléaire français que se produit la catastrophe de Tchernobyl, en avril 1986. Si cet accident apparaît moins susceptible que TMI d'enseignements sur le plan de la sûreté pour les réacteurs à eau pressurisée français étant données les différences de conception avec le réacteur de Tchernobyl, le nombre des victimes et l'étendue des zones affectées par la contamination radioactive vont

durablement entacher l'appréhension par l'opinion publique de l'énergie nucléaire.

15.1. L'accident

Au nord de l'Ukraine et proche de la Biélorussie, le site de la centrale est situé sur les bords de la rivière Pripjat non loin d'une ville du même nom, à 14 km de la ville de Tchernobyl, et à un peu plus de 100 km au nord de l'agglomération de Kiev (2 500 000 habitants). La centrale de Tchernobyl comporte quatre réacteurs de 1000 MWe, un cinquième est en construction.

Ces réacteurs appartiennent à la filière RBMK - à tubes de force, uranium et graphite - développée en Union soviétique depuis les années cinquante. Le premier réacteur de cette filière, celui d'Obninsk (6 MWe) a divergé en mai 1954 et a été la première centrale nucléaire au monde à produire de l'électricité. Il a été suivi en 1964 et 1967 par les deux réacteurs de Beloyarsk (100 et 200 MWe) qui produisent de la vapeur surchauffée. Quatorze RBMK 1000 MWe sont entrés en service à partir de 1973, quatre à Leningrad, quatre à Kursk, quatre à Tchernobyl et deux à Smolensk. Le premier réacteur de la génération suivante, d'une puissance de 1500 MWe, a été construit à Ignalinsk et a démarré en mai 1985. A côté des réacteurs RBMK qui représentent près de la moitié de la puissance installée, des réacteurs de la filière VVER semblables aux PWR occidentaux assurent l'autre moitié de la production d'électricité d'origine nucléaire. Grosso modo, les réacteurs de la filière RBMK 1000 MWe comportent un cœur en graphite de 12 m de diamètre et de 8 m de hauteur (1700 tonnes), traversé verticalement par 1681 tubes dits «tubes de force» qui contiennent les éléments combustibles sous forme d'oxyde d'uranium enrichi à 2% (190 tonnes). 211 barres de contrôle en carbure de bore ainsi que des moyens de contrôle sont répartis dans d'autres tubes de force. L'eau qui assure le refroidissement parcourt les tubes de force de bas en haut et se vaporise partiellement vers le haut des tubes. La vapeur est séparée du liquide dans des cylindres collecteurs et elle est directement envoyée sur les turbines tandis que l'eau est reprise par des pompes.

Sur le plan de la sûreté, le réacteur est dimensionné pour faire face à un accident de perte de réfrigérant : certaines brèches sont postulées sur des tuyauteries ou des collecteurs à l'exception des plus grosses capacités, et elles permettent de définir les caractéristiques du circuit de refroidissement de secours. L'accident de dimensionnement est la rupture d'un collecteur de 900 mm de diamètre, cumulée avec la perte des alimentations électriques externes, sur la base du critère de défaillance unique, dans le même esprit que pour les réacteurs à eau sous pression occidentaux.⁸⁸⁶ Par contre, le cœur n'étant pas composé d'une cuve unique mais de près de 1700 tubes de forces indépendants, le principe du confinement est différent : il est assuré par plusieurs compartiments étanches, dont chacun doit pouvoir résister à la pression qui serait engendrée par une brèche. Les concepteurs russes étaient particulièrement fiers de ce système, et estimaient que l'existence de plus de 1000 circuits primaires individuels augmentait la sûreté du réacteur et qu'un accident grave par perte de réfrigérant primaire était pratiquement impossible, comme le déclarait l'un des experts soviétiques en 1983⁸⁸⁷

⁸⁸⁶ D'après Jacques Libmann, *Éléments de sûreté nucléaire*, les Editions de Physique, Paris, 1996, p. 310

. L'avantage de ce système réside à leurs yeux dans l'absence de cuve sous pression et l'absence de générateur de vapeur qui sont les parties sensibles des PWR. La conception de ces réacteurs permet le renouvellement du combustible de manière continue ce qui confère une grande souplesse du cycle du combustible, et la possibilité de régler le débit de refroidissement canal par canal et de contrôler pour chacun d'eux à la fois l'aspect thermique et l'intégrité des gaines du combustible ⁸⁸⁸.

Ceci étant, les concepteurs russes étaient également conscients de certains inconvénients de leur système qu'il est nécessaire d'explicitier brièvement étant donné leur rôle dans le déroulement de l'accident. L'un des principes de base de la sécurité des réacteurs nucléaires envisagé dès le tout début des travaux sur l'énergie atomique reposait sur des phénomènes physiques intrinsèques devant assurer la stabilité de la réaction en chaîne grâce à la négativité de certains coefficients ⁸⁸⁹. Or un inconvénient des réacteurs RBMK est de présenter un coefficient de vide positif. Du fait des quantités respectives de combustible et de graphite et de leurs dispositions, le ralentissement des neutrons est essentiellement assuré par le graphite. L'eau de refroidissement n'ayant plus à jouer de rôle de modulation se contente d'absorber les neutrons du cœur. Avec l'augmentation de sa température, sa densité diminue et elle absorbe moins de neutrons, et ceci est d'autant plus vrai si elle est vaporisée : quand la température augmente, la proportion des neutrons disponibles pour la fission augmente donc et provoque l'augmentation de la puissance du réacteur, augmentant l'échauffement et l'évaporation et ainsi de suite. Le coefficient de vide (avec la vaporisation de l'eau un vide se crée) est donc positif, ce qui rend le système particulièrement instable pour certaines plages de température. Ce coefficient de vide est d'autant plus positif que les grappes de contrôle sont retirées du cœur. D'autres phénomènes interviennent cependant comme le coefficient de température du combustible qui est lui négatif, et dont la valeur augmente avec la température ce qui vient contrebalancer le phénomène précédent. La stabilité du cœur est fonction du coefficient global de puissance qui est la somme de ces deux effets. Ce coefficient global de puissance est négatif pour les puissances élevées mais il s'avère positif pour les puissances inférieures à 700 MW thermiques. C'est pourquoi les ingénieurs russes avaient donné aux opérateurs la consigne de ne pas fonctionner de façon continue au-dessous de 700 MWth ⁸⁹⁰ et de maintenir l'équivalent de 30 barres de commande insérées dans le cœur en fonctionnement normal. D'autres facteurs contribuaient également à l'instabilité neutronique du réacteur : étant donné sa grande taille, le cœur était sujet à des oscillations de puissance dues à l'effet xénon très difficiles à mesurer et à maîtriser.

Nous n'entrerons pas dans le détail du déroulement de l'accident. Des récits très

⁸⁸⁷ Boris A. Semenov, «L'énergie nucléaire en Union soviétique», Bulletin de l'AIEA, 25, 47, 1983. Cité par Pharabod, Shapira, op. cit., p. 136.

⁸⁸⁸ d'après : Libmann J., op. cit., p. 310.

⁸⁸⁹ Voir notamment les brevets Joliot de 1939, 1940.

⁸⁹⁰ C'est du moins ce qu'ils ont affirmé dans un premier temps, mais il s'avérera que cette contrainte n'était en fait pas formalisée.

complets ont déjà été rédigés qui s'inspirent de la description rendue publique par les soviétiques à la fin du mois d'août 1986⁸⁹¹. Si l'on doit résumer très succinctement les circonstances de l'accident, il faut dire que c'est au cours d'un essai effectué au mépris de toutes les règles de sécurité que le réacteur va être placé dans des conditions telles, qu'étant donné les problèmes de conception mentionnés plus haut, il va exploser et rejeter dans l'atmosphère des quantités considérables de produits radioactifs.

Tout démarre avec un essai de sûreté prévu sur la tranche n°4 avant son arrêt pour entretien. L'objectif de l'essai est de démontrer la possibilité d'alimentation électrique du système de refroidissement de secours par l'un des turbo-alternateurs en cas de perte des sources externes alimentées par le réseau et avant le démarrage des diesels de secours. Deux essais avaient été effectués précédemment en 1982 et 1984 mais n'avaient pas été concluants car la tension fournie par l'inertie du turbo-alternateur chutait trop rapidement. Des modifications avaient été effectuées sur l'alternateur afin de maintenir le plus longtemps possible les 6000 volts nécessaires. Le nouvel essai devait être effectué dans une plage de puissance de 700 à 1000 MWth (1/4 de sa puissance nominale), les opérateurs abaissent la puissance du réacteur dans la nuit du 25 avril (1h du matin). A 13 h 05, la puissance atteint 1600 MWth, un premier turbo-alternateur est découplé, l'alimentation pour les besoins propres du réacteur est connectée au deuxième turbo-alternateur. A 14 h, le système de refroidissement de secours est isolé, suivant en cela un programme d'essai mal conçu par une équipe de spécialistes en électrotechnique mais peu au fait des problèmes spécifiques de sûreté, et en violation des règles de sûreté. Peu de temps après, le déroulement normal des opérations est interrompu par une demande d'électricité du dispatching pour alimenter la ville de Kiev. La réduction de la puissance n'est reprise qu'à 23 h 10. Il est 0h28 le 26 avril quand le basculement du système de régulation automatique de puissance au système manuel s'effectue mal : cela provoque la perte du contrôle automatique et l'effondrement de la puissance à 30 MWth. Pendant une demi-heure l'opérateur va avoir les plus grandes difficultés à faire remonter et à stabiliser la puissance à 200 MWth, ce qu'il parvient à faire en remontant manuellement beaucoup de barres. Si la puissance semble stabilisée à 1h du matin, on se trouve dans une gamme de puissance très inférieure aux 700 MWth prévus et dans laquelle le réacteur est très difficile à contrôler, d'autant plus que moins de trente barres sont insérées dans le cœur. Conformément au programme de l'essai, deux pompes de circulation sont mises en service à 1h03 et 1h07, ce qui provoque une très forte augmentation du débit d'eau dans le cœur, réduit la formation de vapeur et fait chuter la pression. La température de l'eau et la pression de la vapeur sont difficiles à maintenir dans les conditions prévues et on franchit les seuils d'alarme. Afin de mener l'essai jusqu'au bout (selon la première version donnée par les soviétiques tendant à rendre l'opérateur unique responsable, en fait, conformément au programme d'essai), l'opérateur bloque les signaux d'arrêt d'urgence liés à ces paramètres. A 1h22, alors qu'il n'y a plus que l'équivalent de 6 à 8 barres insérées dans le cœur et alors que la réglementation

⁸⁹¹ USSR State Committee on the Utilization of Atomic Energy, «The accident at the Chernobyl's nuclear power plant and its Consequences», Report presented at the IAEA Experts Meeting, Vienna, Austria, August 25-29, 1986. On pourra consulter notamment l'ouvrage de Pharabod et Schapira, ou le récit fait par François Cogné, chef de l'IPSN dans un numéro spécial des Annales des Mines : Cogné, François, «L'accident de Tchernobyl», Annales des Mines, Numéro spécial novembre 1986, pp. 15-30.

prévoit l'arrêt immédiat du réacteur si la marge est inférieure à 15 barres, les opérateurs décident malgré tout de faire l'essai. Et afin de pouvoir répéter l'essai si nécessaire, ils décident de bloquer le signal d'arrêt d'urgence du réacteur lié à l'arrêt du deuxième groupe turbo-alternateur. «Ceci est une violation très grave : en effet, même dans les conditions très particulières où se trouvait le réacteur, il aurait été arrêté de façon sûre dès l'engagement de l'essai» relate François Cogné.⁸⁹² A 1h23, l'essai démarre : les vannes d'admission de la vapeur à la turbine sont fermées, sans que le réacteur soit arrêté (afin de pouvoir relancer éventuellement le turbo-alternateur une deuxième fois). Les pompes de circulation alimentées par le groupe turbo-alternateur ralentissent, le débit diminue dans le cœur. Ceci entraîne une augmentation rapide de la température de l'eau, qui se vaporise, augmentant la puissance par l'effet de vide. Cette augmentation de puissance accroît à son tour le volume de vapeur, et ainsi de suite.

A 1h23 et 40 secondes, le chef opérateur donne l'ordre d'insertion rapide des barres mais il est trop tard : le mécanisme qui entraîne les barres est trop lent, et en plus, on l'apprendra plus tard, l'insertion des premiers centimètres des barres, au lieu de ralentir l'augmentation de la réactivité l'accroît dans un premier temps. Quand, trois secondes plus tard, les opérateurs décident de laisser tomber les barres par gravité, les tubes de force sont déformés. A 1h23mn et 44s se produit une excursion de puissance, c'est-à-dire une augmentation très rapide de la réactivité, qui provoque une première explosion qui pulvérise le combustible. Des calculs montreront par la suite que la puissance instantanée du réacteur aurait atteint 100 fois sa valeur nominale en quatre secondes. C'est certainement suite à la première explosion que la dalle de 2 000 tonnes située au dessus du réacteur est soulevée, entraînant la rupture des canaux non encore détruits, de certaines tuyauteries et des barres de contrôle. Une deuxième explosion se produit 2 à 5 secondes plus tard, dont l'origine reste incertaine, peut-être une seconde excursion de puissance, une déflagration de l'hydrogène par réaction de l'eau avec le zirconium des gaines et des tubes de force mélangé à l'air. Cette deuxième explosion finit de détruire les structures du haut du bâtiment réacteur. Selon un spécialiste, prenant le contre-pied de ce qui sera affirmé par la suite par les experts occidentaux qui mettront en avant l'impossibilité d'une telle catastrophe sur les réacteurs PWR du fait de l'existence de l'enceinte de confinement sur ce type de réacteur, «aucune enceinte de confinement de conception normale n'aurait résisté à de telles explosions.»⁸⁹³

C'est seulement à 5 heures que les pompiers de Tchernobyl et de Prypiat intervenus promptement parviennent à maîtriser les nombreux foyers d'incendie qui se sont déclenchés : 28 d'entre eux mourront dans les jours qui suivent du fait de leur exposition aux radiations (203 sauveteurs très irradiés ont reçu des doses supérieures à 100 rads), s'ajoutant aux décès de deux opérateurs, l'un présent dans le hall du bâtiment réacteur au moment de l'explosion, l'autre grièvement brûlé. Afin d'arrêter l'incendie des 1700 tonnes de graphite et de recouvrir le réacteur, une flotte d'hélicoptères va déverser quelques 5000 tonnes de matériaux (dolomite, argile, plomb, sable, carbure de bore) entre le 28 avril et le 10 mai. De crainte que le cœur non complètement éteint atteigne les

⁸⁹² Cogné, F., «L'accident de Tchernobyl», op. cit., p.19.

⁸⁹³ Libmann, J., op. cit., p. 314.

soubassements du réacteur, de l'azote sous pression est envoyé sous le réacteur à partir du 5 mai pour le refroidir, tandis qu'un échangeur de chaleur est installé. A partir du 7 mai, démarre la construction du sarcophage, constitué de 300 000 tonnes de ciment et 600 tonnes d'acier. Elle s'étalera sur sept mois.

Le rejet de radioactivité a été considérable : la quasi totalité des gaz rares sont allés à l'atmosphère, soit 200 Millions de Curie (MCi), 50 à 60 % de l'iode 131 (40 à 50 MCi), 20 à 40 % du césium 137 (2 MCi), 3 à 6 % des autres produits de fission, actinides contenus dans le cœur (0,2 MCi).⁸⁹⁴ Le tiers de ces rejets s'est produit le premier jour de l'accident. Les 45 000 personnes que compte la ville de Pripjat, distante de 3,5 km de Tchernobyl, ont été évacuées par autobus le 27 à partir de 14 heures. Les habitants se trouvant dans un rayon de 30 km de rayon autour de la centrale, 90 000 personnes, confinées chez elles depuis le 28 avril, ont été évacuées par la suite. Outre ces 135 000 personnes directement exposées, près de 600 000 «liquidateurs» ayant participé aux opérations d'assainissement dans la zone de 30 km de rayon autour du réacteur ont reçu des doses dont l'évaluation est incertaine. Mais compte tenu de la direction des vents et les conditions météorologiques, il s'avère que la région de Gomel en Bélarus, une centaine de kilomètres au nord-est de Tchernobyl, a été particulièrement contaminée par le césium 137 (les niveaux de dépôts sont supérieurs à 555kBq/m^2), de même que les régions de Bryansk-Kaluga-Tula-Orel, à 500 km. Près de 270 000 personnes vivant dans ces zones recevront notamment des doses à la thyroïde imputables principalement à la consommation du lait de vache contaminé à l'iode 131. Dix ans après l'accident, la conférence de Vienne d'avril 1996 qui veut dresser un bilan de la catastrophe prévoit parmi les liquidateurs un excès de 2000 décès par cancer, 150 parmi les populations évacuées de la zone des 30 km, 1500 parmi les zones contrôlées (Gomel, Bryansk...), 2500 parmi les autres zones contaminées, et un excès possible de 510 leucémies.

Derrière la froideur de ces chiffres, les drames humains, décrits par certains opposants⁸⁹⁵, sont épouvantables, que ce soit parmi les liquidateurs, les populations déplacées, les mères d'enfants... Les chiffres «officiels» donnés plus haut sont contestés par les opposants, qui avancent un nombre de victimes beaucoup plus important : lors d'une conférence tenue en 1992, le responsable d'une association de victimes des radiations indiquait que 70 000 liquidateurs étaient invalides et 13 000 étaient déjà morts.

⁸⁹⁶

15.2. L'information sur l'accident de Tchernobyl en France. L'échelle de gravité

⁸⁹⁴ Selon un bilan global effectué lors d'une réunion en avril 1996 sous l'égide de l'AIEA et de l'Organisation Mondiale de la Santé : «Tchernobyl 10 ans après, Bilan des conséquences de l'accident». Cité par Libmann, op. cit., p. 316.

⁸⁹⁵ Association Contre le Nucléaire et son Monde, Sous l'épaisseur de la nuit. Documents et témoignages sur le désastre de Tchernobyl, ACNM, Paris, 1993. Les témoignages cités ont principalement été tirés des ouvrages suivants : Tony Parker, Russian Voices, Jonathan Cape, 1991, et : Vladimir Tchernoussenko, Insight from the Inside, Springer Verlag, 1991.

⁸⁹⁶ Wise-Amsterdam, n°381, 30/10/92.

Le traitement calamiteux de l'information par les médias occidentaux, alimenté par la communication à minima des autorités soviétiques, par les tensions est-ouest, mais également par l'angoisse des populations à l'égard de la chose nucléaire en général, a été analysée par ailleurs.⁸⁹⁷ Pendant une semaine, les estimations les plus folles vont être émises et/ou reprises par les médias faisant état de 2000 victimes, et même de 20 000 morts, avant de revenir à des chiffres plus «raisonnables». La polémique pourra rebondir avec l'épisode de la traversée de l'Europe par le nuage radioactif, mettant en lumière les différences de communication des agences gouvernementales chargées de la radioprotection et les différences dans les mesures sanitaires mises en œuvre par les différents gouvernements. Les médias français seront particulièrement véhéments à l'encontre du Chef du Service Central de Protection contre les Rayonnements Ionisants du Ministère de la Santé français. A travers toutes ses interventions publiques⁸⁹⁸, le Professeur Pellerin entendait signifier qu'aucune «contre-mesure sanitaire» n'était justifiée en France à la suite de l'accident. Au-delà de sa personne, l'attitude du chef du SCPRI dévoilait le manquement du gouvernement à ses responsabilités, les dirigeants politiques français s'avérant tétanisés dès lors que l'industrie nucléaire nationale pourrait être mise en danger.

Les mesures prises pour remédier au traitement de l'information sont l'une des premières conséquences visibles en France de l'accident de Tchernobyl au niveau des autorités : en même temps qu'il annonce le lancement d'un magazine d'information sur le nucléaire accessible par Minitel (MAGNUC), le ministre de l'industrie modifie l'ancien Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire pour lui assigner une nouvelle tâche, celle d'information sur le nucléaire.⁸⁹⁹ Le Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires (CSSIN)⁹⁰⁰ accueille désormais six professionnels de la communication tandis qu'une seconde vice-présidence est créée, à côté de celle confiée au Haut-commissaire à l'Energie Atomique, et confiée au journaliste Pierre Desgraupes. L'une des premières propositions du CSSIN est la mise sur pied d'un groupe ad hoc chargé de réfléchir à un système de critères objectifs qui permette d'établir une échelle de cotation des incidents et accidents nucléaires suivant leur gravité. Piloté par le Service Central, le groupe composé de journalistes, de représentants d'EDF et de l'IPSN se réunit pour la première

⁸⁹⁷ Cf. Strazzulla Jérôme, Zerbib Jean-Claude, Tchernobyl, La documentation française, Paris, 1991. En particulier le chapitre intitulé «De folles rumeurs à la Une», pp. 17-48; et Sharon M. Friedman, Carole M. Gorney, Brenda P. Egolf, «Chernobyl Coverage: how the US media treated the nuclear industry», Public Understand. Science, 1, 1992, pp. 305-323; Hans Peters Peter, «The Credibility of information sources in West Germany after the Chernobyl disaster», Public Understand. Science, 1, 1992, pp. 325-343.

⁸⁹⁸ Les différentes interventions télévisées dans les jours qui suivent l'accident des responsables de la sûreté et de la radioprotection, et en particulier les dépêches du professeur Pellerin à l'AFP, sont reproduites dans l'ouvrage très polémique de Jean-Michel Jacquemin-Raffestin, Tchernobyl. Aujourd'hui les Français malades, Editions du Rocher, Paris, 2001.

⁸⁹⁹ Bulletin SN, N°55, janvier-février 1987.

⁹⁰⁰ Décret N°87-137 du 2 mars 1987. André Blanc-Lapierre, membre de l'Académie des Sciences en assure la présidence jusqu'en octobre 1990. Mauricie Tubiana, directeur de l'Institut Gustave Roussy lui succède jusqu'en mars 1993.

fois en octobre 1987. Il propose une échelle à six niveaux, partant du bas de l'échelle avec les anomalies de fonctionnement (niveau 1) jusqu'aux accidents majeurs (niveau 6) en haut de l'échelle, dans le même esprit que l'échelle de classement des tremblements de terre. Cette échelle se veut un outil destiné à faciliter la communication entre les techniciens de l'industrie nucléaire et l'opinion publique, les journalistes en particulier, qui peuvent ainsi très simplement avoir une idée du degré de gravité de tel ou tel événement à partir de l'annonce de son niveau de classement.

Après une période de rodage, l'échelle rentre en application le 20 avril 1988. C'est au départ l'exploitant qui, sur la base des directives données pour le classement et selon son propre jugement, affecte le niveau de gravité à un incident survenu sur son installation. Ce niveau est éventuellement modifié ensuite par les autorités de sûreté. Après la France et le Japon qui adopte une échelle à 8 niveaux, une échelle basée sur le même principe sera élaborée par l'OCDE et l'AIEA sous le nom d'INES (International Nuclear Event Scale), qui comporte sept niveaux (le niveau 5 de l'échelle française est scindé en deux pour distinguer les accidents entraînant un risque hors du site d'un accident grave qui a vu un rejet important de radioactivité).

NIVEAU	DEFINITION	CRITERES	EXEMPLES
6	Accidents majeurs	Rejets à l'extérieur d'une fraction significative de l'inventaire du cœur ou profonds de fission (équivalence eniode 100 t de quelques centaines de milliers à quelques millions de curies)	Tchernobyl, 1986
5	Accidents présentant des risques à l'échelle locale	Accidents conduisant à prendre des dispositions de protection extérieures au site en cas de rejets ou de menace de rejets (équivalence eniode 100 t de quelques milliers à quelques dizaines de milliers de curies)	Windscale, 1957 Three Mile Island, 1979
4	Accidents sur l'installation	Accidents entraînant des rejets notables de l'ordre de grandeur des limites annuelles autorisées, nécessitant pas de conséquences sanitaires significatives pour les populations et/ou endommagement partiel du cœur de l'installation et/ou aggrès de l'installation installée ou constituée indépendamment, d'une gravité perceptible de certains métiers spécialisés	Saint-Laurent, 1972 1980
3	Incidents affectant la sûreté	Incidents conduisant à des rejets supérieurs ou égaux au dixième des limites annuelles autorisées et/ou fuites internes significatives de radioactivité et/ou endommagement partiel du cœur de l'installation et/ou aggrès de l'installation installée ou constituée indépendamment, d'une gravité perceptible de certains métiers spécialisés	Troyes 5, 1964
2	Incidents susceptibles de développer une situation anormale	Incidents ayant potentiellement des conséquences significatives pour la sûreté et/ou entraînant des réparations ou des travaux prolongés	Chooz-Malville, 1987
1	Anomalies de fonctionnement	Déplacement de données autorisées par les expérimentations techniques et/ou anomalies partielles de systèmes de sûreté	Troyes 1, 1967

Echelle de gravité des incidents et accidents dans les réacteurs électronucléaires. Source : Bulletin SN, N°62, mars-avril 1988.

Source : Bulletin SN, N°62, mars-avril 1988.

15.3. L'internationalisation de la sûreté

Mais la grande inquiétude pour les autorités françaises suite à l'accident de Tchernobyl est l'internationalisation des questions de sûreté nucléaire et en particulier les vellétés de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA) de réglementer la sûreté des installations des différents Etats membres. L'accident de Tchernobyl a prouvé que les frontières nationales n'étaient absolument pas hermétiques aux poisons radioactifs, et que des pratiques nationales peu fiables en matière de sûreté pouvaient compromettre l'avenir de l'énergie nucléaire dans le monde entier.

Les quelques semaines qui suivent l'accident de Tchernobyl voient un regain

d'activité des différentes agences internationales (CSNI de l'OCDE, experts de l'AIEA), tout d'abord pour analyser le déroulement et les incidences de l'accident. Dès sa réunion du 21 mai 1986, le Conseil des gouverneurs de l'AIEA note «le besoin évident d'un renforcement de la coopération en matière de sûreté nucléaire»⁹⁰¹ : outre la convocation d'une réunion d'experts avant le mois de septembre, il propose «d'instituer des groupes d'experts représentant les gouvernements pour rédiger, en urgence, les accords internationaux» qui d'une part engageraient ses signataires «à fournir une notification rapide et une information complète sur les accidents nucléaires susceptibles d'effets au-delà des frontières», et aussi «à coordonner l'organisation de crise et l'assistance en cas d'accident». Mais surtout, le Conseil se propose d'instituer un groupe de travail d'experts pour examiner à plus long terme «les mesures supplémentaires pour améliorer la coopération dans le domaine de la sûreté nucléaire, y compris les moyens et les méthodes d'amélioration des normes de sûreté nucléaire.»

C'est ce dernier point qui dérange le plus les autorités françaises qui craignent que ces instances internationales ne viennent édicter des règles de sûreté plus sévères. Ces craintes sont identiques à celles précédemment évoquées chez les experts de sûreté du CEA vis-à-vis des normes de sûreté plus draconiennes proposées par les Etats-Unis pour la filière surrégénératrice qu'ils ne sont pas pressés de voir aboutir. Mais on craint surtout en France qu'on impose les moyens d'atteindre ces objectifs de sûreté. Là encore il faut se rappeler l'opposition des hommes du CEA lors des propositions d'Euratom d'abandonner la filière graphite française pour les réacteurs à eau sous prétexte de meilleure efficacité économique. Mais au-delà, on craint côté Français que ces normes ne menacent à terme le rôle de l'énergie nucléaire dans la production d'électricité. Le ministre français de l'industrie se déplace à Vienne pour exprimer la position de la France devant l'assemblée générale de l'AIEA : après avoir réaffirmé toute l'attention portée par les pouvoirs publics français aux questions de sûreté, il ajoute qu'il est «indispensable que chaque pays s'engage à assumer la responsabilité pleine et entière de la sécurité de ses installations nucléaires. Cette compétence exclusivement nationale est indispensable à la cohérence et à l'efficacité des règles de sûreté. L'objectif de la meilleure sûreté est incompatible avec la dilution de responsabilité qu'entraînerait toute tentative d'internationalisation des normes et règlements en la matière. S'agissant d'une cause aussi essentielle, cette responsabilité ne saurait être déléguée.»⁹⁰²

Par contre, le ministre français exprime son accord avec le programme NUSS (Nuclear Safety Standards) lancé en 1974 par l'AIEA pour constituer des références définies par les experts mondiaux. L'agence se rangera à cette conception de son rôle en matière de sûreté nucléaire⁹⁰³. Après Tchernobyl, elle institue un Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire (INSAG, International Nuclear Safety Advisory Group).

A la suite de sa réunion du 25 au 28 août 1986, le groupe d'experts rédige un premier

⁹⁰¹ Les principaux passages du communiqué publié à l'issue de la réunion par l'AIEA sont reproduits par le Bulletin SN, N°51, mai-juin 1986, p. 9.

⁹⁰² Discours d'Alain Madelin, reproduit dans le Bulletin SN, N°53, septembre-octobre 1986, p. 10.

rapport récapitulatif sur l'accident de Tchernobyl (INSAG-1), qui sera mis à jour en 1996 (INSAG-7). Cette réunion s'était conclue par la nécessité pour l'AIEA de formuler les principes de base de la sûreté et en particulier ceux provenant de l'expérience des accidents, ce qui sera chose faite avec la rédaction d'un troisième rapport⁹⁰⁴, INSAG-3, après près de deux ans de travail. Rédigé par des spécialistes internationalement reconnus comme Herbert Kouts, l'ex-directeur de la NRC américaine, Adolf Birkhoffer, directeur de la Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) allemande, l'équivalent de l'IPSN, et Pierre Tanguy, INSAG-3 propose des critères internationaux devant permettre à tout constructeur, exploitant ou organisme réglementaire de viser l'excellence en matière de sûreté. Le rapport définit d'abord un certain nombre de principes : les responsabilités des organisations (établissement d'une culture de sûreté, contrôle réglementaire et vérification indépendante, responsabilité ultime de l'exploitant en matière de sûreté), puis la stratégie de la défense en profondeur (prévention puis mitigation des accidents), et quelques principes techniques généraux (pratiques d'ingénierie éprouvées, assurance-qualité, facteurs humains, évaluation et vérification de la sûreté, radioprotection, expérience d'exploitation et recherche de sûreté). Le comité définit ensuite des principes plus spécifiques concernant l'implantation sur les sites, la conception, la construction et la fabrication, les autorisations, l'exploitation, la gestion des accidents et la préparation aux situations d'urgence.

Après un accueil sceptique par certains spécialistes⁹⁰⁵, INSAG 3 s'impose comme un texte majeur, véritable référence de la communauté nucléaire internationale sur les objectifs et les principes qui fondent la sûreté des centrales nucléaires.

15.4. Les accidents graves

⁹⁰³ Le Directeur général de l'AIEA confirme la victoire de la position des pays les plus nucléarisés dans l'avant propos d'une brochure de l'agence : «Les activités de l'Agence internationale de l'énergie atomique en matière de sûreté nucléaire se fondent sur plusieurs prémisses. En premier lieu et avant tout, c'est à chaque Etat Membre qu'incombe la responsabilité pleine et entière de la sûreté de ses installations nucléaires. Aux Etats l'Agence peut donner des avis; elle ne peut les décharger de cette responsabilité. En second lieu, l'échange d'informations entre tous les pays du monde peut leur apporter beaucoup; les enseignements tirés de l'expérience peuvent servir à prévenir des accidents graves. Enfin, la sûreté nucléaire a une image internationale; un accident survenant où que ce soit influe sur l'opinion que se fait le public de l'énergie d'origine nucléaire partout dans le monde.» Avant-propos du Directeur général, «INSAG-5. Sûreté de l'énergie d'origine nucléaire» (Rapport du Groupe Consultatif International pour la Sûreté Nucléaire), AIEA, Vienne, 1993.

⁹⁰⁴ Safety Series N° 75-INSAG-3. « Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants » (A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group), IAEA, Vienna, 1988.

⁹⁰⁵ Certains membres de la communauté de sûreté nucléaire considéraient que la diversité des techniques mises en œuvre dans les différents types de centrales, les spécificités des réglementations nationales de sûreté rendaient un tel projet illusoire, le document final ne pouvant qu'avoir un caractère général sans portée ni utilité réelles. Selon Tanguy, un consensus technique en matière de sûreté s'était effectué dans l'intervalle sur la pertinence de ces principes, et le rapport fut apprécié par tous les secteurs de la sûreté nucléaire, constructeurs, exploitants, concepteurs et autorités. Cf. Bourgeois, Tanguy, Cogné, Petit, La sûreté nucléaire en France et dans le monde, Polytechnica, Paris, 1996, p. 138.

Avec l'introduction de ces deux derniers points dans leur rapport - les accidents graves et la préparation aux situations d'urgence - les spécialistes de l'INSAG affirment que la défense en profondeur doit désormais prendre en compte les accidents graves et que cela contribue réellement à améliorer l'approche de sûreté globale. L'accident de Tchernobyl, après celui de Three Mile Island avec la fusion du cœur et l'explosion d'hydrogène, donne finalement raison à ceux qui militaient en faveur de l'étude de ces accidents et de la mise en place de moyens pour leur faire face au cas où ils surviendraient.

Côté français, ces deux axes de travail sont recommandés par le Service Central à la suite de Tchernobyl.⁹⁰⁶ L'accident de Tchernobyl contribue ainsi à accélérer ou à parachever l'instauration des procédures H et U étudiées après TMI et visant à prévenir les accidents graves (c'est-à-dire non pris en compte dans le dimensionnement initial) et à limiter leurs effets. C'est le cas en particulier de la procédure U5 qui n'était pas encore opérationnelle, et qui consiste à limiter le pic de surpression en décompressant l'enceinte par filtration à travers un bac à sable. A la suite de l'accident, le Service Central demande même à EDF de procéder à un réexamen des accidents non pris en compte dans le dimensionnement et non couverts par les procédures H et U pour les réacteurs à eau. Certains accidents ou certains modes de ruine de l'enceinte de confinement avaient en effet été considérés comme extrêmement peu probables lors d'examens antérieurs, et les autorités tiennent à vérifier le bien fondé de ces conclusions à la lumière des études plus récentes.

En ce qui concerne les réacteurs UNGG, une réflexion a été engagée par EDF suite à l'accident pour l'établissement de procédures ultimes spécifiques à ce type de réacteur, en particulier en cas d'échec des mesures mises en œuvre pour éviter ou suppléer à une perte totale du soufflage. Les procédures H et U pour les réacteurs à neutrons rapides doivent également être « activement » poursuivies, tandis que le CEA réétudie la prévention et le confinement externe de ses réacteurs de recherche. Mais l'enseignement le plus important de l'accident de Tchernobyl est bien la nécessité d'approfondir et d'accentuer la préparation à la gestion par l'exploitant des situations d'urgence. Trois voies sont envisagées pour cela par le Service central : le réexamen des plans d'urgence interne, la mise au point de moyens robotiques d'intervention en situation grave sur un réacteur nucléaire, et l'approfondissement des connaissances sur certains phénomènes concernant les accidents graves.

La gestion des situations d'urgence s'effectue en France dans le cadre de deux plans préétablis, le plan d'urgence interne (PUI), pour les actions à l'intérieur de l'installation nucléaire et qui relève de la responsabilité de l'exploitant, et le plan particulier d'intervention (PPI), à l'extérieur du site, relevant de l'autorité du préfet du département. Le SCSIN invite EDF et le CEA à revoir ces plans d'urgence interne (PUI) de manière à s'assurer de leur applicabilité en cas de forte contamination. Cette révision doit être menée sous l'angle de la gestion des ressources humaines, de l'organisation des contrôles et des interventions, de la radioprotection et de leur articulation avec les PPI.

A partir de 1986, le Service de la Production Transport d'EDF avec l'IPSN et Cogema

⁹⁰⁶ Bulletin SN, N°52, Juillet-août 1986, pp. 13-14.

réfléchissent à la mise en œuvre de moyens robotisés télécommandés destinés à intervenir en cas d'accident grave sur un site contaminé. L'accident de Tchernobyl avait en effet mis en évidence l'importance de disposer de tels moyens, pour intervenir sur le réacteur accidenté mais également pour permettre l'acheminement et la relève des équipes d'exploitation des tranches non accidentées. L'absence de ces moyens à Tchernobyl avait coûté la vie aux intervenants de la première heure. En juin 1988, un groupement d'intérêt économique, INTRA (Intervention sur réacteur accidenté) est mis sur pied entre EDF et le Groupe CEA, doté d'un parc d'engins robotisés mis à la disposition des exploitants en cas d'accident.⁹⁰⁷

Le Service central invite l'IPSN à poursuivre activement un certain nombre d'études, voire à engager des études complémentaires, estimant que certains phénomènes concernant les accidents graves sont mal connus, et qu'une meilleure connaissance permettrait de mieux gérer sur le plan technique de tels accidents. Parmi ces phénomènes mal connus, le SCSIN cite la possibilité de refroidir un cœur sévèrement dégradé encore contenu dans le circuit primaire et la possibilité de refroidir un «corium» attaquant le radier; la traversée d'un radier par un corium «pour laquelle la France ne dispose que de résultats étrangers»; les conséquences possibles d'un accident grave affectant un réacteur UNGG; les risques de pollution des nappes phréatiques à la suite d'un accident grave et les parades associées.⁹⁰⁸

L'accent est donc mis sur les accidents graves, jusque-là peu étudiés, en particulier du côté d'EDF. Comme l'indique un responsable de la sûreté d'EDF, «jusqu'au milieu des années 1980, les accidents graves de fusion n'avaient pas été étudiés en profondeur : après Tchernobyl, ils le furent, ce qui aboutit d'ailleurs à l'heure actuelle, à des améliorations ou modifications techniques au niveau des tranches.»⁹⁰⁹

La démarche de progrès ira encore plus loin avec le projet de réacteur commun entre la France et l'Allemagne. A partir de la fin des années 80⁹¹⁰, il est demandé aux concepteurs de réfléchir à la façon de gérer toute la phase post-accidentelle, c'est-à-dire à ce qu'il faut faire en présence d'un cœur fondu, comment en assurer le refroidissement, comment assurer l'étanchéité de l'enceinte de confinement à long terme, ce qui n'était pas fait jusque-là. Jusqu'à Tchernobyl, au niveau de la conception, les ingénieurs développaient des procédures accidentelles, et du moment qu'ils pouvaient démontrer, ou en tout cas calculer que le déroulement de l'accident laissait le temps de prendre les contre-mesures à l'extérieur, c'est-à-dire le temps d'évacuer les populations, la suite des

⁹⁰⁷ D'après : Dominique Larroque, Histoire du Service de la Production Thermique d'Electricité de France. Le temps du nucléaire, AHEF, Paris, 1996, p. 126.

⁹⁰⁸ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, «Etudes ou mesures à engager à la suite de l'accident de Tchernobyl», SN, N°52, juillet-août 1986, pp. 13-14.

⁹⁰⁹ Bernard Noc, cité par Larroque, D., op.cit., p. 126.

⁹¹⁰ Le paragraphe qui suit s'inspire d'un entretien avec Pierre Bacher, qui était responsable du programme de réacteur franco-allemand sur le plan technique et responsable du cahier des charges européen.

opérations était laissée sans réponse. Dans le cadre de la conception du projet de centrale franco-allemand, les autorités de sûreté des deux pays demandent aux concepteurs de ne pas faire reposer la sûreté ultime sur l'évacuation des populations, opération qui pourrait s'avérer difficile étant donné les densités de population en Europe. Il est demandé à EDF notamment de ne pas gérer la crise qui résulterait d'un accident par des mesures à l'extérieur de la centrale, mais de prendre des dispositions pour gérer l'accident de l'intérieur. Cette démarche de renforcement de la sûreté sera loin de faire l'unanimité, ni à l'intérieur d'EDF, ni au plan européen, ni au plan mondial. Au sein d'EDF, certains expriment la crainte qu'à partir du moment où on affirme que le projet futur serait meilleur que les centrales existantes, l'opinion publique retourne l'argument pour exiger la fermeture des centrales en fonctionnement, en disant qu'elles ne sont pas suffisamment sûres. Les discussions au sein d'EDF seront vives pendant plus de deux ans - le sujet remontera même jusqu'au Président et au Directeur général - avant d'être tranchées dans le sens d'un progrès en matière de sûreté pour le projet franco-allemand.

15.5. Les accidents de réactivité

Malgré l'accent mis par les experts occidentaux sur les spécificités des réacteurs RBMK et les pratiques de sécurité laxistes des soviétiques pour expliquer qu'un accident de ce type serait inconcevable sur leurs réacteurs, l'accident de Tchernobyl allait pousser dans le sens d'un réexamen de la sûreté des réacteurs en service à l'Ouest. En particulier, l'accident de Tchernobyl allait remettre à l'ordre du jour un type d'accident qui avait été la préoccupation majeure des toutes premières études de sécurité des réacteurs dans le monde, à savoir la possibilité d'accidents de réactivité, c'est-à-dire d'un emballement de la réaction en chaîne conduisant à des conséquences inacceptables. Cet aspect de physique neutronique était en quelque sorte passé au second plan depuis les années soixante où les principales craintes des ingénieurs se concentraient sur la possibilité d'une perte de la fonction de refroidissement du cœur par une brèche dans le circuit d'évacuation de la chaleur (le célèbre LOCA).

A partir de Tchernobyl, la Nuclear Regulatory Commission demande que soient étudiés des scénarios d'accident de criticité qui pourraient provenir soit de l'éjection de barres de sécurité, soit de l'injection d'eau non borée dans le cœur. Dans les réacteurs à eau pressurisée en effet, le contrôle de la réactivité se fait par l'intermédiaire des grappes de commande mais également par l'adjonction d'acide borique (le bore est un absorbant neutronique) dans l'eau du fluide primaire. Les études menées en France aboutissent à la conclusion qu'il serait nécessaire que trois barres de contrôle soient éjectées simultanément pour que l'intégrité du combustible soit gravement affectée, ce qui paraît pouvoir être exclu compte tenu des dispositions prises.

Par contre, à partir de 1988 les études sur le niveau de protection des réacteurs à eau pressurisée d'EDF vis-à-vis des risques d'accidents de criticité révèlent l'existence de scénarios, qui *in fine* pourraient conduire à la ruine de l'enceinte de confinement et au rejet de radioactivité dans l'environnement. Le scénario envisagé part de la possibilité d'une injection d'eau pure dans le cœur en lieu et place d'eau borée. Un bouchon d'eau non borée pourrait se constituer dans une boucle du circuit primaire. Cette eau non borée

serait injectée dans le cœur, entraînant une divergence rapide, un dépôt d'énergie de plus de 300 calories par gramme dans les pastilles de combustible provoquant leur éclatement et la dispersion de poussières très chaudes. Au contact de l'eau de refroidissement, elles provoqueraient une explosion de vapeur, un transitoire de pression et la rupture du circuit primaire avec la création éventuelle de projectiles qui pourraient venir rompre l'enceinte.⁹¹¹ Pour lever les incertitudes sur les différentes séquences de cet accident théorique des études sont lancées qui conduisent à mettre en évidence un scénario plausible pour un accident de ce type : une trop grande dilution de l'acide borique pourrait conduire à une introduction d'eau non borée dans le cœur et à l'accident. Après identification de ce scénario, EDF procède à l'installation sur toutes les tranches 900 d'un automatisme qui doit permettre de détecter cette dilution et d'y remédier, diminuant notablement la probabilité d'occurrence du scénario considéré.

15.6. Face à certaines pratiques de l'industrie, instaurer une «culture de sûreté»

Sur le plan technique proprement dit, les enseignements de l'accident de Tchernobyl sont faibles, mais comme à la suite de l'accident de TMI, ce sont les préoccupations concernant la sûreté en exploitation qui sont remises au premier rang des priorités. Le grand thème développé après Tchernobyl est résumé par la formule «culture de sûreté». C'est l'absence d'une véritable culture de sûreté à tous les échelons qui apparaît la principale responsable de l'accident de Tchernobyl.

Après la mise sur la sellette du sérieux des pratiques de l'industrie nucléaire américaine, c'est au tour du complexe nucléaire de l'Union soviétique de révéler ses carences. On ne peut mieux les illustrer que par le témoignage d'un ancien savant soviétique qui a passé toute sa carrière dans le domaine de l'électronucléaire. Dans un document paru dans la *Pravda* du 20 mai 1988 qu'on peut considérer comme son testament puisqu'il se suicide quelques jours après l'avoir rédigé, Valéri Legassov relate l'activité de la première Commission gouvernementale chargée de la gestion de l'accident de Tchernobyl dont il fut l'un des membres. Il livre au passage quelques souvenirs et réflexions sur le développement du programme électronucléaire en Union soviétique. Né en 1936, Legassov obtient un diplôme d'ingénieur (section physique-chimie) de l'institut Mendeleiev de Moscou qui forme des spécialistes destinés à travailler dans le secteur de l'industrie nucléaire. Après obtention d'un diplôme en matière de retraitement du combustible nucléaire à l'Institut Kurtchatov de l'énergie atomique, il passe deux ans dans une usine de radiochimie en Sibérie, avant de retourner à l'Institut Kurtchatov dont il deviendra premier vice-directeur. Elu à l'Académie des sciences d'URSS, ses travaux scientifiques lui valent le Prix Lenine et le Prix d'Etat de l'URSS. Son témoignage est d'autant plus intéressant qu'il illustre la difficulté que constitue le passage des recherches de laboratoire à une véritable industrie, processus au cours duquel les responsabilités en particulier en matière de sûreté passent d'un petit groupe d'éminents physiciens et

⁹¹¹ La nouveauté par rapport aux accidents de criticité pris en compte dans le dimensionnement concerne le risque d'éclatement et de dispersion des pastilles.

ingénieurs à la génération suivante, peut-être moins sensibilisée aux risques, et pour qui l'outil qu'elle a entre les mains apparaît d'un fonctionnement plus routinier.⁹¹²

«(...) Ce fut V.A. Sidorenko qui, chez nous, se préoccupa le plus activement de la sécurité en matière nucléaire. Son approche me semblait sérieuse. Il avait une idée très nette de la situation liée à l'exploitation d'une centrale, à la qualité des équipements et aux problèmes pouvant survenir en certaines occasions. Mais ses efforts étaient principalement axés sur la nécessité de venir à bout de ces difficultés par le biais, tout d'abord, de mesures relevant de l'organisation, ensuite par le perfectionnement des documents obligatoirement déposés dans les centrales et auprès des auteurs des projets; enfin, il s'inquiétait vivement de la création d'organes de contrôle qui surveilleraient la situation. La qualité des équipements livrés aux centrales le préoccupait beaucoup, lui et ses condisciples. Les derniers temps, nous commençons à nous inquiéter à propos de la formation et de la préparation du personnel chargé des projets, de la construction et de l'exploitation des centrales atomiques. En effet, le nombre des chantiers s'était fortement accru, alors que le niveau d'instruction de ceux qui participaient à ce processus avait plutôt tendance à baisser. Sur ces questions, les positions de V.A. Sidorenko étaient sans appel. Hélas, il ne bénéficia pas du soutien souhaitable. Chaque document, chaque démarche s'accompagnait de pénibles efforts. Ce phénomène se comprend du point de vue psychologique dans la mesure où le département où nous travaillions fonctionnait sur le principe d'une qualification optimale des collaborateurs, capables d'accomplir n'importe quelle tâche, et sur celui d'un sens maximum des responsabilités. Et en effet, placés dans les mains de personnes qualifiées, nos appareils semblaient fiables et susceptibles d'être exploités sans danger. Les inquiétudes concernant l'amélioration de la fiabilité des centrales nucléaires semblaient, par conséquent, purement fantaisistes, puisque l'on avait affaire ici à un milieu de spécialistes hautement qualifiés, persuadés que les questions de sécurité devaient être résolues uniquement par le biais des qualifications et de la précision des instructions données au personnel. Des fonds toujours plus importants furent affectés à la création de projets qui n'avaient aucun rapport direct avec l'énergie nucléaire. Les organisations scientifiques, jadis les plus puissantes du pays, commencèrent à péricliter, à disposer de moins en moins d'équipements techniques modernes mais d'un personnel vieillissant ne voyant pas les innovations d'un bon œil. La routine s'installa peu à peu, routine dans le travail et aussi dans les solutions apportées aux problèmes. (...) C'est ainsi que vit le jour une génération d'ingénieurs qui, certes, étaient qualifiés dans leur travail mais qui manquaient d'esprit critique envers les équipements et les systèmes garantissant leur sécurité.»⁹¹³

⁹¹² C'est un aspect des problèmes de sécurité auquel avait été confronté le CEA au début des années soixante et qui avait contribué à la prise de conscience de la nécessité de créer une commission de sûreté interne de très haut niveau, chargée d'accorder ou de refuser les autorisations de fonctionnement sous l'angle unique de la sûreté.

⁹¹³ V. Legassov, *La Pravda*, 20/05/88, traduction : Association Suisse Pour l'Energie Atomique, cité in : *Association Contre le Nucléaire et son Monde, Sous l'épaisseur de la nuit. Documents et témoignages sur le désastre de Tchernobyl*, ACNM, Paris, 1993, p. 136.

Au cours de ces réflexions sur l'évolution du secteur électronucléaire qui devait fatalement conduire à la catastrophe, Legassov tient à livrer une «conviction intime», qui n'est pas partagée par ses collègues : pour lui, la distinction qui était faite dans le domaine nucléaire d'Union soviétique entre «responsable scientifique» et «constructeur» ne pouvait que conduire à la dilution des responsabilités qu'allait parfaitement illustrer l'accident de Tchernobyl.

«Lors des toutes premières étapes de l'économie atomique, la situation était encore raisonnable. Dans la mesure où l'on se trouvait ici en présence d'une toute nouvelle branche de la science - la physique de l'atome et des neutrons - la notion de direction scientifique se résumait comme suit : on communiquait aux constructeurs les principes de base de la construction des équipements, le responsable scientifique devant veiller à ce que lesdits principes soient exacts et sûrs du point de vue de la physique. Le constructeur les mettait ensuite à exécution avec l'aide constante des physiciens qu'il consultait en permanence. Tout cela était justifié au début de l'épopée nucléaire. Mais les organisations de constructeurs se développèrent au point de disposer de leurs propres centres de calcul et de physique ; c'est ainsi qu'apparut cette dualité de pouvoir sur une seule et même installation (...) d'où la naissance d'une «responsabilité collective» en matière de qualité.»⁹¹⁴

Alors qu'un responsable exposait quelques mois plus tard que l'avarie de la centrale ukrainienne n'était pas un cas isolé mais témoignait d'une gestion de plus en plus négligente de l'industrie atomique, Legassov se remémore un cas particulièrement révélateur de procédures de qualité purement formelles couvrant des pratiques inadmissibles par leur désinvolture compte tenu de l'importance de ces travaux.

«Je me rappelais un cas significatif survenu un jour dans une centrale : au lieu de souder correctement un joint du circuit principal, les soudeurs s'étaient contentés de placer une électrode, la soudant à peine en surface. On avait risqué une avarie épouvantable, l'explosion d'une conduite importante, la destruction du VVER avec perte intégrale du fluide de refroidissement, la fonte de la zone active, etc. Mais heureusement, cette centrale disposait d'un personnel discipliné, attentif et précis; en effet, le point non étanche détecté par l'opérateur n'était même pas décelable au microscope. On se lança alors dans des investigations pour découvrir que l'on se trouvait tout simplement en présence d'une soudure bâclée. On se mit ensuite à examiner les documents : ils portaient tous les signatures requises - celle du soudeur qui confirmait avoir effectué un travail de qualité, celle aussi du responsable de la détection du flux gamma qui disait avoir contrôlé ce joint, joint en réalité inexistant. Tout cela au nom de la productivité du travail, à savoir la soudure d'un nombre maximum de joints.»⁹¹⁵

Cet incident pourrait paraître extrême, mais les défaillances étaient fréquentes dans les circuits principaux, le mauvais fonctionnement des verrous, les canaux défectueux étaient des incidents connus, qui se répétaient chaque année. Legassov relate que depuis des années, on parlait d'installer des simulateurs et des systèmes de diagnostic sur l'état des

⁹¹⁴ *ibid.*, p. 138.

⁹¹⁵ *ibid.*, p. 139.

équipements, qu'on constatait la baisse du niveau des ingénieurs et du personnel d'exploitation mais que rien n'était fait.

On atteint peut-être le paroxysme de cette attitude de négligence routinière avec la retranscription que fait Legassov de l'enregistrement d'un entretien téléphonique entre les opérateurs de la centrale de Tchernobyl à la veille de l'accident :

«Un opérateur en appelle un autre et demande : «Dis-donc, ici dans le programme, il est dit comment procéder, et ensuite je vois que d'importants passages ont été biffés; qu'est-ce que je dois faire ? « Après un instant de réflexion, l'autre lui répond : «Procède selon ce qui est supprimé.» Cela met en évidence le niveau de préparation de documents sérieux pour des entreprises aussi importantes que des centrales nucléaires : quelqu'un avait raturé quelque chose, et l'opérateur était libre d'interpréter si oui ou non les passages concernés avaient été supprimés à juste titre, et ainsi d'agir à son gré. Mais on ne saurait faire retomber toute la faute sur l'opérateur puisque quelqu'un avait apposé sa signature et quelqu'un n'avait pas coordonné le programme. Le fait même que le personnel de la centrale pouvait procéder de son propre chef à certaines opérations, non sanctionnées par des professionnels, trahit déjà les relations des dits professionnels avec cette centrale. Le fait aussi qu'il y avait à la centrale des représentants du Gosatomenergoadzor (organisme national de surveillance des centrales nucléaires), mais qu'ils n'étaient pas au courant ni de l'essai en cours ni du programme en général, dépasse déjà la simple anecdote biographique sur la centrale.»⁹¹⁶

A la suite de la réunion d'experts de la fin août 1986 où les soviétiques présentèrent les causes de l'accident et où un expert occidental s'était écrié que toutes ces pratiques dénotaient un total manque de «culture de sûreté», l'expression allait être généralisée dans la communauté nucléaire. Mais pour certains, l'utilisation de ce nouveau vocable, notamment dans INSAG-3 ne reflétait pas de réalité nouvelle et ils pensaient que parler de professionnalisme ou de bonnes pratiques revenait exactement au même⁹¹⁷. Pour préciser ce concept, l'INSAG devait publier un quatrième rapport, INSAG-4, «Culture de sûreté», en 1991.

La nouveauté de cette notion est l'accent mis sur le rôle des organisations, de la hiérarchie qui doit impulser un climat où la sûreté doit recevoir la priorité, car on estime que le comportement des opérateurs, du personnel, est conditionné par les exigences de son encadrement. Si celui-ci privilégie dans les faits la production à tout prix, en se contentant de faire des discours rituels sur la nécessité de bonnes pratiques, il ne peut prétendre instaurer un climat propice à la sûreté. Une bonne «culture de sûreté» au niveau des individus comme des organisations passe donc par une «attitude interrogative», une «démarche rigoureuse et prudente», et une «bonne communication». Un des aspects qui frappa le plus les experts qui ont analysé l'accident de Tchernobyl, au-delà des problèmes de conception qui ont certainement contribué à l'accident, c'est la volonté d'effectuer l'essai à tout prix avant l'arrêt programmé de la tranche pour entretien.

⁹¹⁶ *Ibid.*, p. 141.

⁹¹⁷ D'après Bourgeois, Tanguy, Cogné, Petit, op. cit., p. 187.

D'ailleurs, la centrale de Tchernobyl était celle qui avait le meilleur coefficient de disponibilité.⁹¹⁸

CHAPITRE 16. LES DIFFICULTES RENCONTREES SUR LE PARC NUCLEAIRE D'EDF AU COURS DES ANNEES 1989-1992

La période 1989-1992 qui suit Tchernobyl est marquée en France par le fait que plusieurs problèmes techniques épineux affectent le parc nucléaire d'EDF. Il s'agit d'une part d'anomalies touchant des matériels importants pour la sûreté, mais également de problèmes mettant en cause l'organisation de l'exploitant. Toutes ces difficultés conduisent à un raidissement dans les relations entre l'exploitant et le service administratif chargé de contrôler la sûreté.

Au cours de ce chapitre, il nous sera nécessaire de décrire pas à pas un certain nombre de ces problèmes techniques, depuis leur découverte en passant par les hypothèses émises sur leur cause, sur les moyens de leur porter remède, jusqu'aux décisions retenues. Certaines hypothèses s'avéreront erronées, d'autres exactes, les solutions proposées seront plus ou moins déchirantes pour l'exploitant. La description de ces différentes étapes permet de suivre comme en temps réel le fonctionnement du système d'expertise français entre constructeur, exploitant, service de sûreté et ses différents experts, dans un contexte d'incertitude scientifique et technique : il s'agit en effet de mesurer l'importance de défauts eu égard à la sûreté, de prendre des décisions alors que des études ne sont pas toutes achevées, qui plus est sous la pression d'un parc de centrales presque neuf mais déjà essentiel pour la production d'électricité.

Nous serons ainsi amenés à plonger plus ou moins profondément dans le détail des questions techniques, car c'est sur l'analyse de ces questions que se basent les décisions prises par les différents acteurs. L'insistance sur le nombre d'incidents ou de problèmes techniques pourrait induire le sentiment d'une situation catastrophique, c'est pourquoi une précision s'impose : nous relatons ici uniquement les problèmes, car ces situations de crise plus ou moins grandes, sur le plan technique et entre organismes, sont propices à éclairer le fonctionnement plus routinier de l'expertise, en même temps qu'elles dévoilent les enjeux de telle ou telle décision.

Une difficulté apparaît immédiatement pour l'historien confronté à la tâche de relater une situation de controverse, dans une période qui marque un tournant dans les relations entre plusieurs acteurs : comment éviter l'arbitraire, le parti pris, ou la position de juge. Si dans certains cas, le temps a permis de donner raison aux uns contre les autres, dans d'autres cas, il est très difficile de juger. D'autre part, ce n'est pas à l'historien de juger, mais de rapporter quelles sont les tensions, les enjeux et comment ils s'expriment. Nous

⁹¹⁸ Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, Département d'Analyse de Sûreté, « Mise à jour des enseignements tirés de l'accident de Tchernobyl », Rapport DAS N°300, novembre 1986, en diffusion restreinte.

essaierons ainsi pour chacun des épisodes de présenter le point de vue de chaque intervenant, les enjeux respectifs, en donnant quand ce sera possible la parole aux différentes parties.

16.1. Les problèmes matériels

16.1.1. Les générateurs de vapeur

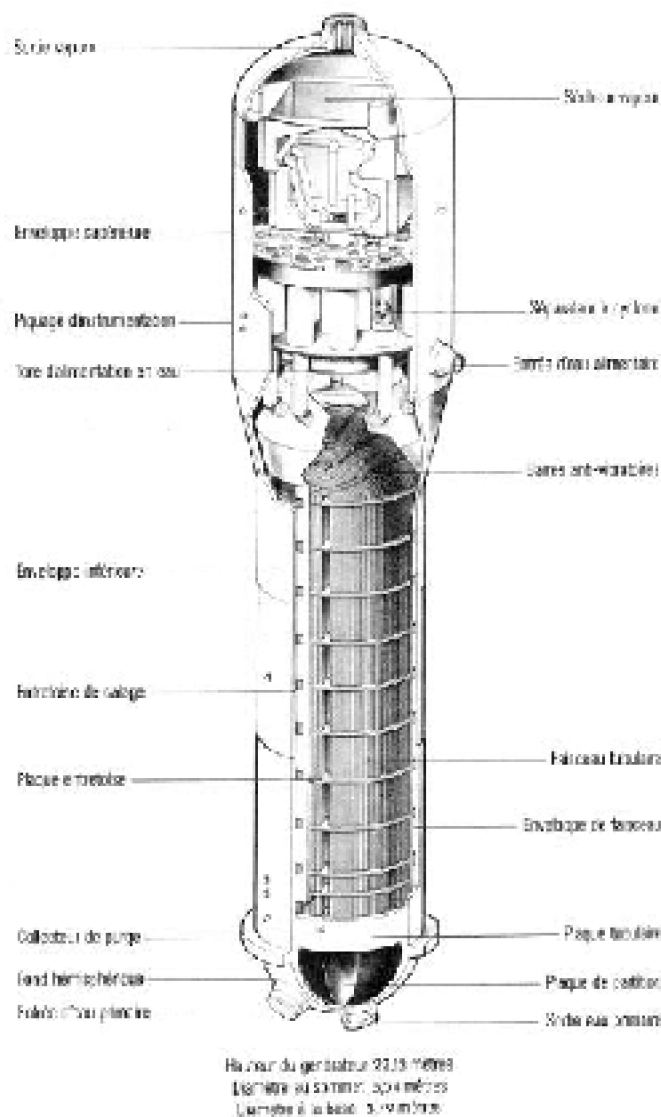
Parmi tous les problèmes techniques, les générateurs de vapeur vont susciter des inquiétudes croissantes à partir de la fin des années 1980.

On se souvient que les générateurs de vapeur (GV) sont des échangeurs de chaleur qui utilisent la chaleur extraite du cœur par l'eau du circuit primaire pour fabriquer de la vapeur à partir de l'eau du circuit secondaire. Les générateurs de vapeur sont d'immenses appareils d'une vingtaine de mètres de hauteur, de 300 à 400 tonnes selon les modèles. Ils font partie, avec la cuve et le pressuriseur, des récipients du circuit primaire qui est contenu dans le bâtiment du réacteur. Il y a trois générateurs de vapeur pour les tranches 900 MWe, quatre pour les 1300. Les GV sont constitués de milliers de tubes en U dans lesquels circule l'eau primaire. L'eau secondaire qui baigne la face externe des tubes s'évapore à leur contact. Les générateurs de vapeur des réacteurs de 900 MWe comportent 3300 tubes fixés sur la plaque tubulaire, ceux des 1300 MWe en comportent 5400. Ces tubes ont environ 2 cm de diamètre pour 1 mm d'épaisseur et sont soumis à de fortes différences de pression et à des températures supérieures à 300°C.

Par rapport à la présentation classique de la sûreté sous la forme d'une succession de trois barrières indépendantes, les générateurs de vapeur sont l'un des points faibles des installations, car ils constituent à la fois la deuxième et la troisième barrière. Partout ailleurs, lorsqu'on a une rupture du circuit primaire, la vapeur se dégage dans l'enceinte du réacteur, la troisième barrière. En cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur, le circuit primaire est mis en communication avec le circuit secondaire. La rupture d'un tube de générateur de vapeur, du fait de la forte différence de pression entre le primaire (155 bars) et secondaire (90 bars), entraînerait une augmentation de pression dans le secondaire et une fuite d'eau primaire contaminée de plusieurs dizaines de kg par seconde vers le secondaire. Si cette brèche primaire sur la deuxième barrière n'est pas compensée par un apport d'eau, elle peut provoquer la rupture des gaines des éléments combustibles (première barrière) par défaut de refroidissement. Or le circuit secondaire est dimensionné pour une pression inférieure à celle du circuit primaire, et il doit être protégé contre les surpressions par des soupapes. Si la pression augmente trop, les vannes de décharge et les soupapes de sûreté du secondaire peuvent s'ouvrir, laissant échapper la vapeur radioactive directement à l'atmosphère. Après la détection d'une rupture, la parade réside dans l'intervention rapide des opérateurs suivant une procédure définie afin d'éviter ou limiter les rejets, en faisant tomber la pression avant que les soupapes du secondaire ne s'ouvrent.

L'état des générateurs de vapeur préoccupe les spécialistes de sûreté depuis des années : le Groupe Permanent Réacteur s'est réuni à la demande du SCSIN en

décembre 1984 pour examiner les problèmes de sûreté liés à l'état des générateurs de vapeur sur les tranches en exploitation à la suite de diverses dégradations de tubes. Le Groupe Permanent avait été chargé de s'assurer que les hypothèses retenues dans les études de conception n'étaient pas à remettre en cause. Au vu du nombre plus élevé de ruptures de tubes de générateur de vapeur observé dans le monde et de l'état dégradé sur certaines tranches françaises, des mesures avaient été recommandées, principalement pour limiter les rejets éventuels en cas de rupture. La question de l'état des générateurs de vapeur prend une acuité particulière en 1989-1990 du fait de la mise en évidence de nombreuses fissures de types différents. On constate également un phénomène d'usure par fatigue, par vibration, et la présence de corps migrants. Toutes ces dégradations, qui s'accroissent au tournant de la décennie, pourraient conduire à la rupture d'un, voire de plusieurs tubes de générateur de vapeur, pouvant conduire au scénario accidentel décrit plus haut.



Ecorché d'un générateur de vapeur. Source : Rapport d'Activité DSIN, 1989, p. 68.

Or peu avant 1989, au vu des statistiques des ruptures de tubes de générateurs de

vapeur - six ruptures se sont produites dans le monde pour 1600 années x réacteurs de fonctionnement - on est amené à rehausser la fourchette de probabilité de cet accident. A l'origine, l'accident de rupture d'un tube de générateur de vapeur était mis en «quatrième catégorie» dans la classification française ce qui veut dire que la fourchette de probabilité de cet événement était estimée entre 10^{-6} et 10^{-4} occurrence par réacteur et par an. En 1989, le classement ramène cet événement à un accident de «troisième catégorie», c'est-à-dire à un événement se situant dans une plage de probabilité plus élevée, entre 10^{-4} et 10^{-2} . Ce changement de catégorie implique que des dispositions soient prises pour que les rejets pour un tel accident soient plus faibles que ceux considérés comme acceptables précédemment. En effet, les conséquences doivent être d'autant plus faibles que la probabilité est élevée. La nécessité de relever cette probabilité est d'ailleurs confirmée au cours de l'année 1989 puisque deux ruptures se produisent sur des centrales américaines, à North Anna et Mac Guire. Les rejets au cours de ces incidents sont limités mais invitent à la prudence.

16.1.1.1. La prévention de la corrosion côté secondaire

Les concepteurs avaient pris un certain nombre de mesures pour éviter les phénomènes de corrosion des tubes, initiateurs probables de ruptures. En particulier, des mesures avaient été envisagées pour prévenir la corrosion côté secondaire, car c'est de ce côté que les problèmes étaient attendus.

En effet, dans les générateurs de vapeur une évaporation se produit côté secondaire ce qui rend possible la concentration d'espèces chimiques dans les interstices ou les recoins, car l'eau du circuit secondaire peut être polluée par celle du circuit de refroidissement du condenseur. Des phénomènes de dégradation des tubes liés à la chimie du secondaire étaient apparus aux Etats-Unis au début des années 1970, ce qui avait permis, dès le début du programme français, de prendre des mesures préventives pour traiter cette eau secondaire par des produits volatils et contrôler sa composition chimique, notamment sa teneur en sodium. Les précédents américains avaient encore suggéré d'utiliser un acier austénitique, l'inconel 600, supposé moins sensible à la corrosion. Une autre précaution pour éviter la corrosion côté secondaire était l'opération dite de «dudgeonnage» des tubes sur la plaque tubulaire, cette plaque de 50 cm d'épaisseur percée de plusieurs milliers de trous dans lesquels sont fixées les deux extrémités des tubes de générateur de vapeur. Les deux extrémités des tubes doivent être fixées sur la plaque de façon aussi étanche que possible pour que l'eau du circuit primaire ne pénètre pas dans le circuit secondaire, d'autant plus que la pression du circuit primaire est de 155 bar et celle du circuit secondaire de 56 bar. Cette fixation est réalisée par une soudure à l'extrémité du tube sur la plaque, précédée d'un placage mécanique, opération appelée «dudgeonnage», obtenue par déformation du tube. Au début, ce placage ne portait que sur une longueur limitée; par la suite, un «dudgeonnage intégral» a été réalisé, c'est-à-dire que le tube a été appliqué contre les parois de la plaque tubulaire sur toute l'épaisseur de celle-ci. Mais cette opération entraînant des contraintes mécaniques entre la partie dudgeonnée du tube et la partie libre, un dudgeonnage complémentaire a été effectué pour diminuer les contraintes. Il s'avérera en 1989 que malgré les mesures de dudgeonnage complémentaire, des fissures apparaîtront, parfois

même de façon importante.

16.1.1.2. La corrosion sous contrainte côté primaire, une surprise

L'exploitation des centrales allait révéler de nombreux problèmes épineux dus à des défauts de conception, de réalisation ou d'exploitation. Ces problèmes sont délicats car la corrosion est un phénomène physico-chimique très complexe. Et c'est tout d'abord là où on ne l'attendait pas qu'elle a commencé à se manifester, du côté primaire.

Il s'avère en effet que les tubes sont sensibles à la corrosion sous tension principalement dans la zone appelée «zone de transition de dudgeonnage» en sortie de la plaque tubulaire, du côté primaire. Dans le phénomène de corrosion sous contrainte, trois facteurs interviennent : les contraintes, la nature du matériau et le milieu. La corrosion sous contrainte est un phénomène différent de la corrosion généralisée, comme par exemple la rouille, qui s'accompagne d'une perte de matière. Dans le cas des tubes des générateurs de vapeur, la corrosion sous tension se caractérise par l'apparition de fissures longitudinales très nombreuses en peau interne des tubes dans la zone où les contraintes résiduelles dues aux différentes opérations de fabrication sont très élevées. Ces fissures nuisent à la tenue mécanique du tube. Ces phénomènes de fissuration présentent des temps de latence importants, quelquefois plusieurs dizaines de milliers d'heures. Ils sont également favorisés par la température, celle des tubes étant de l'ordre de 325°C. L'eau du circuit primaire est de l'eau presque pure, traitée et contrôlée. Malgré cela, il s'avère en exploitation que l'inconel 600 présente une susceptibilité à la corrosion fissurante sous contrainte.

Jusqu'en 1984, les fissures observées étaient des fissures longitudinales, qui laissaient penser qu'il y aurait une fuite avant la rupture du tube, c'est-à-dire que l'évolution d'un défaut pourrait être détectée par l'augmentation du débit de la fuite. C'est pourquoi le SCSIN avait accepté que les tubes affectés soient laissés en l'état.⁹¹⁹

En 1984, on découvre un phénomène de fissuration circulaire ou circonférentielle. C'est un type de dégradation beaucoup plus gênant dans la mesure où une telle fissuration comporte le risque d'une rupture de tube sans qu'il y ait auparavant fuite. Des études sont alors entreprises pour évaluer la nature, la nocivité et la cinétique du phénomène. En fait, ce sont les fissures circonférentielles axisymétriques, c'est-à-dire affectant le tube d'une manière uniforme sur toute la circonférence qui ne respectent pas le critère de «fuite avant rupture.»⁹²⁰ L'hypothèse émise en 1985 est que ces fuites sont liées à la conjonction de deux anomalies de dudgeonnage. EDF prend alors la décision de boucher systématiquement tous les tubes présentant ces deux anomalies, et le bouchage est réalisé au fur et à mesure des arrêts de tranches.

Pour améliorer l'état des tubes, différentes solutions ont été examinées, comme l'introduction d'un manchon pour renforcer le tube dans cette partie, ce qui a été fait à Fessenheim. Il s'agit d'une réparation consistant à interposer une manchette entre le tube

⁹¹⁹ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, N°47, septembre-octobre 1985, p. 12.

⁹²⁰ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, N°54, novembre-décembre 1986, p. 11.

et le circuit primaire, au niveau de la zone de transition de dudgeonnage. Un autre remède appelé microbillage⁹²¹ est proposé par EDF à partir de 1986 pour réduire les contraintes en peau interne : des microbilles viennent marteler la peau interne du tube, induisant des contraintes de compression sur la surface interne des tubes que l'on souhaite protéger, ou du moins des tensions inférieures aux tensions initiales. Mais si la technique semble en 1985 être efficace pour les tubes non encore affectés par le phénomène de corrosion sous tension, les essais sont moins concluants pour les tubes déjà malades.

C'est dans le cadre d'études menées par EDF pour approfondir la connaissance de ces phénomènes de corrosion qu'on découvre en juin 1985 que plusieurs tubes extraits des générateurs de vapeur de la tranche 1 de la centrale de Dampierre présentent des signaux particuliers lors des contrôles par courants de Foucault : outre les fissures longitudinales et les fissures circonférencielles, on découvre un type de dégradation inconnu jusque-là et se manifestant sous la forme d'un réseau de petites fissures longitudinales, très nombreuses et rapprochées, concentrées dans des zones circulaires au niveau des transitions de dudgeonnage. L'hypothèse émise alors sur l'origine de ces défauts serait la présence de soufre sur la peau interne des tubes.⁹²²

Par mesure de prévention un traitement thermique de l'inconel 600 est appliqué en fabrication au faisceau de tube pour les tubes de générateur de vapeur non encore en service afin de diminuer leur sensibilité au phénomène de corrosion sous contrainte. Il est appliqué à partir de la 27ème tranche 900, celle de Blayais 4. Les six derniers 900 et les premiers 1300 reçoivent ainsi des tubes en inconel 600 traité thermiquement. Mais le traitement thermique ne met pas fin aux ennuis des tubes et c'est alors le matériau qui est mis en cause. A partir du palier N4, l'inconel 600 sera remplacé par l'inconel 690, testé depuis de nombreuses années et dont les études auront montré qu'il est moins susceptible à la corrosion sous contrainte que la nuance 600.

En dehors des réparations, l'essentiel de la prévention passe par la surveillance des tubes. Face aux problèmes rencontrés, EDF est amené à établir un programme de renforcement de la surveillance des tubes, en accord avec les autorités de sûreté. Au cours des arrêts de tranche, il est procédé à des contrôles par courants de Foucault, qui permettent de détecter les fissures et de mesurer leurs dimensions. Les contrôles se font par échantillonnage, ils sont plus fins dans les zones où des maladies particulières sont susceptibles de se développer. En 1989, on contrôle 1 tube sur 8. En fonctionnement, on contrôle le volume des fuites entre le circuit primaire et le circuit secondaire. En 1989, on est capable de détecter des fuites de 5 litres par heure. Les progrès des techniques de détection permettront d'aboutir à des seuils de détection des fuites primaire/secondaire de un litre par heure (le critère de fuite admissible en fonctionnement normal était initialement de 70 l/h sur un GV.) La question complexe qui est posée aux experts par la surveillance des tubes est de savoir comment corréler un taux de fuite à un type de défaut, et quel est le risque de rupture des tubes présentant une fuite. Dans le cadre des options de sûreté

⁹²¹ «Le microbillage des tubes des générateurs de vapeur des tranches REP 900 MWe», Bulletin SN, N°46, juillet-août 1985, p. 10.

⁹²² Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, N°47, septembre-octobre 1985, p. 12.

du palier N4, EDF propose en 1984 une nouvelle technique de détection basée sur la mesure de l'activité en azote 16 du circuit primaire. L'objectif est d'obtenir une plus grande rapidité de diagnostic, la mise en évidence du générateur de vapeur concerné et d'évaluer en continu, et en pleine puissance, le débit de fuite sans aucun prélèvement sur le circuit primaire. Cette technique a d'ailleurs été utilisée par les Allemands qui la jugent suffisamment fiable pour lui associer des actions de protection comme l'arrêt d'urgence du réacteur, le déclenchement de la turbine ou la mise en route de l'aspersion du pressuriseur.

A partir d'un certain taux de fissuration, le tube de générateur de vapeur est bouché. Cette méthode n'est pas extensible à l'infini car à partir du bouchage d'un certain nombre de tubes, le fonctionnement du générateur de vapeur devient problématique pour l'extraction de la chaleur. Le critère retenu par les Américains et repris par EDF est qu'au delà de 15% de tubes bouchés il faut changer le générateur de vapeur. Le remplacement du générateur de vapeur est en effet la mesure ultime. Elle est envisagée dès 1986 pour les générateurs de vapeur de Dampierre 1, le plus affecté des réacteurs du parc. Mais le remplacement des générateurs de vapeur est une opération lourde, dont on ne maîtrisera la technique qu'en 1990, et qui coûte cher.

16.1.1.3. La corrosion côté secondaire

Mais après le côté primaire, des problèmes apparaissent du côté secondaire. Grâce aux mesures préventives, le parc français avait été globalement épargné jusqu'en 1990-1991.

Un cas de dégradation d'un tube de générateur de vapeur sur la paroi externe avait cependant été découvert⁹²³ en 1986 à Fessenheim 1. Mais c'est la mise en évidence, en 1989, d'un nouveau phénomène de dégradation sur le réacteur de Nogent à l'issue de son premier cycle de fonctionnement, soit 10 000 heures environ, qui constitue un nouveau sujet de préoccupation pour la sûreté de ces appareils, d'autant que l'anomalie présente un caractère générique pour tout le palier 1300.⁹²⁴ Les contrôles effectués montrent que les générateurs de vapeur de six réacteurs 1300 sur quinze sont en effet touchés. Mais alors qu'on pense tout d'abord que ce défaut est spécifique des réacteurs 1300, les générateurs de vapeur des 900 sont aussi affectés par le phénomène. Des investigations lancées par EDF montrent que l'anomalie détectée se caractérise par des déformations et des rétrécissements à la base des tubes de générateurs de vapeur. Ces défauts peuvent affecter plusieurs centaines de tubes, généralement situés au centre du faisceau tubulaire. Les études menées par EDF et le constructeur supposent que c'est l'accumulation, sur la plaque à tubes, d'oxydes métalliques et de particules de métal qui conduirait à la dégradation des tubes et dans certains cas à des fissures pouvant conduire à la rupture. En effet, la présence de ces dépôts compacts se traduit par une augmentation des contraintes, soit par le gonflement de ces boues particulièrement dures

⁹²³ Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, N°54, novembre-décembre 1986, p. 11.

⁹²⁴ «Anomalie générique sur les générateurs de vapeur des réacteurs de 1 300 MWe, Bulletin SN, N° 71, décembre 1989, pp. 16-17, et «Anomalie générique des générateurs de vapeur de 1300 MWe, le point un an après», Bulletin SN, N°78, mars 1991, p. 18.

entraînant la compression des tubes, soit par une augmentation de la température du métal. Ce problème est d'autant délicat qu'il est difficile de maîtriser localement la chimie au voisinage du tube en présence de ces dépôts, en pied de tube. L'origine des dépôts est attribuée à certaines phases de construction ou de mise en exploitation.

Comme dans chaque cas de découverte d'une nouvelle anomalie portant à conséquence sur la sûreté des installations, la procédure est la suivante : le SCSIN examine les résultats des études et les propositions d'EDF pour juger si elles sont aptes à remédier au phénomène rencontré. Pour ce qui touche à la chaudière nucléaire dont font partie les générateurs de vapeur, le SCSIN se base sur l'expertise du Bureau de Contrôle de la Construction Nucléaire (BCCN) et de l'avis de la Section Permanente Nucléaire (SPN) de la Commission Centrale des Appareils à Pression (CCAP). Il dispose également de l'avis du Département d'Analyse de Sûreté (DAS) de l'IPSN, éventuellement suivi de l'avis du Groupe Permanent Réacteur qu'il peut convoquer pour les questions ardues.

A l'occasion de la découverte de l'anomalie affectant le palier 1300, le SCSIN hausse le ton : il indique qu'il n'autorisera le redémarrage des réacteurs affectés que lorsqu'EDF aura apporté la preuve que les générateurs de vapeur sont en mesure de fonctionner pendant un cycle sans risque de rupture de tube. En décembre 1989, le SCSIN estime qu'EDF a apporté des réponses satisfaisantes justifiant que les réacteurs peuvent tenir un cycle, mais que tout risque de rupture ne peut pas être exclu. Aussi le SCSIN n'autorise le redémarrage des réacteurs 1300 concernés que dans des conditions qu'il juge lui-même «particulièrement strictes» : le redémarrage n'est autorisé que pour une période de six mois à l'issue de laquelle un nouveau contrôle doit être effectué. Par ailleurs, il exige l'arrêt immédiat de tout réacteur sur lequel une fuite entre le circuit primaire et le circuit secondaire dépasserait 3 litres par heure, ou augmenterait de 1 l/h en moins de 24 h à partir d'un débit de 1 l/h.⁹²⁵

Un an plus tard, en septembre 1990, six réacteurs ont subi des contrôles particuliers à mi-cycle. A l'issue de ces contrôles, il semble que le phénomène n'évolue pas de manière rapide sur les réacteurs en fonctionnement depuis plus d'un cycle, c'est pourquoi le SCSIN instruit une demande d'EDF visant à n'effectuer ces contrôles qu'une fois par an, lors des arrêts programmés des réacteurs.⁹²⁶

Les hypothèses émises à cette date sur l'origine de ces défauts mettent en cause certaines phases de construction ou de mise en service qui laissent penser que cette anomalie serait une «maladie de jeunesse» des 1300. Par contre les réacteurs 900 sont également touchés, en particulier les premiers 900, par une corrosion au dessus de la plaque due au milieu secondaire. La présence de plomb est observée dans les fissures. C'est un motif d'inquiétude sérieux côté EDF car comme l'indique l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, «il semble aujourd'hui que rien ne permette de garantir que les générateurs de vapeur neufs, tels que les générateurs de vapeur de remplacement, résisteraient à une pollution chimique de ce type».⁹²⁷ Un bilan dressé en 1990 attribue

⁹²⁵ «Anomalie générique sur les générateurs de vapeur des réacteurs de 1 300 MWe, Bulletin SN, N° 71, décembre 1989, pp. 16-17

⁹²⁶ «Anomalie générique des générateurs de vapeur de 1300 MWe, le point un an après», Bulletin SN, N°78, mars 1991, p. 18.

trois causes aux dégradations : la susceptibilité de l'alliage utilisé à la fissuration sous des contraintes élevées, des erreurs de conception permettant l'accumulation d'impuretés, et la présence, du côté secondaire, de divers corps étrangers. Les deux premières causes apparaissent convenablement traitées, pour les générateurs de vapeur du futur, par le changement de matériau et les modifications de conception. Par contre, la présence de divers corps étrangers est jugée « beaucoup plus préoccupante à long terme. » Si des précautions à la construction ou pendant les périodes de maintenance ne permettent pas d'améliorer la propreté des appareils, le même type de dégradation serait inévitable. Il semble donc indispensable d'agir sur deux fronts : la remise en propreté des appareils existants et un sérieux renforcement des mesures de précaution pour éviter l'introduction des débris et des composés chimiques tels que le plomb qui sont la cause de ces dégradations.⁹²⁸

Les générateurs de vapeur restent donc une préoccupation permanente, d'autant que deux ans plus tard s'ajoute un nouveau phénomène, le vieillissement prématuré par fatigue. Et là, les contrôles sont incapables de détecter ce phénomène. La rupture par fatigue qui s'est produite sur la centrale japonaise de Mihama-2 vient rappeler que ces phénomènes, certes pas nouveaux mais qui étaient considérés comme secondaires, doivent être reconsidérés.

En 1992, on constate que le taux de bouchage des générateurs de vapeur augmente significativement d'une année à l'autre, tandis que le volume et le coût des contrôles s'accroissent.

16.1.1.4. Un problème technique délicat qui entraîne des frictions avec les autorités de sûreté

Le « problème » des générateurs de vapeur est suivi par le Service Central avec une attention particulière depuis 1984-1985.⁹²⁹ Mais les relations se tendent entre EDF et l'autorité de contrôle à partir de 1987, cette dernière estimant que le problème devient préoccupant.

Les anomalies successives découvertes sur les générateurs de vapeur sont d'autant plus problématiques aux yeux du service central qu'elles présentent un caractère générique de par la standardisation du parc nucléaire français. La standardisation apporte il est vrai une grande expérience en matière de sûreté - les enseignements tirés sur un réacteur sont transposables à tous les autres -, mais l'on aperçoit ici la contrepartie de cette politique industrielle. Certes, estime-t-on du côté de l'administration⁹³⁰, la

⁹²⁷ Pierre Tanguy, Sûreté nucléaire 1990, Rapport de l'Inspecteur Général pour la sûreté nucléaire, EDF-Direction Générale, 1990, p. 25. La fonction d'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire a été créée à EDF en 1982. André Gauvenet, ancien responsable des questions de sécurité au CEA a occupé ce poste de 1982 à 1984. Pierre Tanguy, ancien directeur de l'IPSN, lui succède en 1985, jusqu'en 1994.

⁹²⁸ Ibid., p. 27.

⁹²⁹ En plus de la réunion du Groupe Permanent Réacteurs qui se tient en décembre 1984, une séance du Conseil Supérieur de la Sûreté des Installations Nucléaires (CSSIN) aborde le problème en mai 1985.

défaillance d'un tube de générateur de vapeur ne constitue qu'un incident mineur ne devant conduire à aucun rejet s'il est bien maîtrisé. La prévention (le contrôle des tubes) mise en place par l'exploitant est jugée satisfaisante et l'on note les efforts fournis pour entraîner les opérateurs à bien gérer une éventuelle défaillance.

Mais si l'administration est satisfaite de la gestion à court terme du problème par EDF, elle estime que l'exploitant n'est pas assez prompt pour mettre en place une stratégie à moyen terme : EDF n'a toujours pas, en juillet 1988, proposé de méthode opérationnelle pour le remplacement des générateurs de vapeur, alors que la demande en avait été faite publiquement lors de la réunion du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires du 27 octobre 1987. Le service central considère que la poursuite de la dégradation des générateurs de vapeur est inéluctable et que le remplacement des appareils semble inévitable. Or cette opération de remplacement, qui risque de concerner un grand nombre de tranches, sera nécessairement une opération lourde, vraisemblablement longue de plusieurs mois, et dont EDF n'a pas l'expérience. Pour le service central, il est nécessaire qu'EDF soit capable de changer un générateur de vapeur, à titre de test, pour acquérir de l'expérience; l'administration pourrait alors procéder à une expertise de la méthode et s'assurer qu'elle est réalisable. L'expérience acquise permettrait alors d'aborder avec plus de sérénité l'examen des réparations à effectuer et en particulier leur étalement dans le temps. La crainte du contrôleur est en effet de se retrouver «au pied du mur», face à la nécessité d'imposer ces réparations longues, sur toute une série de réacteurs à la fois, alors que l'approvisionnement en appareils de rechange n'est pas assuré au rythme auquel les tranches ont été mises en service. Il faut rappeler qu'on a construit jusqu'à six réacteurs par an, soit 18 générateurs de vapeur.

Ces craintes sont remises à l'ordre du jour avec la découverte en 1989 de l'anomalie générique des réacteurs 1300. Le service central les exprime alors clairement, même si le problème des générateurs de vapeur n'est pas considéré par lui comme crucial pour la sûreté. En tout cas, il dénote le manque d'anticipation d'EDF, manque d'anticipation qui dans un autre domaine générique et sensible pour la sûreté pourrait avoir des conséquences fâcheuses. Comme l'exprime publiquement le Service central dans son rapport d'activité 1989, «on peut concevoir qu'un problème générique découvert ou traité tardivement, puisse entraîner, au plan sûreté, l'arrêt simultané de tout un palier ; compte tenu de ses conséquences, une telle décision pourra-t-elle être prise dans un bon contexte ?»⁹³¹ Le SCSIN craint par dessus tout de se retrouver dans une situation où l'on considérerait, au plan de la sûreté, souhaitable de remplacer un générateur de vapeur et qu'on ne puisse pas le réaliser, soit parce qu'on ne sait pas faire, soit parce qu'il n'y a pas eu les approvisionnements en temps utile. La question posée par le service central dans son rapport d'activité 1989, le premier à être rendu public, témoigne des difficultés et des responsabilités auxquelles est confrontée l'administration : on essaie de prendre à témoin des observateurs extérieurs des difficultés rencontrées pour faire pression sur EDF. Mais on signale en même temps l'aspect délicat de l'exercice, car comment prendre une telle

⁹³⁰ Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires, séance du 5 juillet 1988.

⁹³¹ Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'activité 1989, p. 70.

décision éventuelle d'arrêt d'un grand nombre de réacteurs, étant donné la part du nucléaire dans la production d'électricité et l'enjeu qu'il représente pour l'ensemble de l'économie du pays. On redoute d'être soumis au chantage suivant : il n'existe pas de solution de remplacement, et de toute façon le risque reste potentiel, donc on doit continuer l'exploitation, malgré une sûreté dégradée, l'enjeu économique pour la nation l'exige. Le SCSIN précise ainsi que «compte tenu du poids du parc électronucléaire standardisé, il est indispensable d'anticiper les problèmes techniques qui entraîneraient soit des immobilisations, soit la fin de vie des installations. Il ne serait pas acceptable de prolonger le fonctionnement d'un ensemble d'installations devenues moins sûres, faute de capacités de remplacement engagées suffisamment tôt. Il convient également qu'à tout instant une marge dans les capacités de production permette de gérer correctement des immobilisations imprévues.»⁹³² Le problème soulevé par cette dernière remarque du SCSIN est que la capacité de production électrique française n'est pas surdimensionnée. Le syndicat CGT, qui se déclare en accord avec le SCSIN sur cette question, réclame l'installation d'une puissance supplémentaire de l'ordre de 10% pour l'ensemble du parc : ceci permettrait d'arrêter les tranches les unes après les autres pour faire face aux problèmes de matériels, ce qui n'est pas possible en l'état. 10% de puissance installée supplémentaire représentent à l'époque 5 000 MWe soit 6 tranches 900 MWe, 4 tranches 1300 ou 9 tranches 600 au charbon.⁹³³

Du côté de l'administration, on déplore donc chez EDF le manque d'anticipation des problèmes, ce qui serait la seule parade à ce type de difficultés d'ordre générique. Du côté EDF, il est important de savoir que le problème des générateurs de vapeur mobilise un effort considérable, et que les solutions ne sont pas toujours évidentes : d'importantes études sont lancées, il faut mettre au point un appareillage spécialisé pour les opérations de réparation, qui plus est en limitant au maximum l'irradiation du personnel d'intervention. Les contrôles sur les générateurs de vapeur en service sont en augmentation constante⁹³⁴, et enfin le remplacement de ces énormes appareils n'est pas une mince affaire. Tout cela entraîne un surcoût très important pour l'opérateur, et l'on peut supputer sans grande chance de se tromper que les décisions, en particulier de remplacer les générateurs de vapeur par des appareils neufs ne peuvent qu'avoir été prises la mort dans l'âme par EDF. De toute façon, cette mesure de remplacement devenait économiquement inévitable étant donné le coût que représentent les réparations et la surveillance des tubes.

Le dialogue entre EDF et le service central est d'autant plus difficile qu'il repose sur de nombreuses incertitudes scientifiques et techniques. Lors d'une réunion du Conseil supérieur consacrée au dossier des générateurs de vapeur qui se tient le 21 mars 1989, le débat fait ressortir une très nette «insatisfaction intellectuelle» parmi de nombreux

⁹³² Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'activité 1989, p. 12. (Souligné par nous).

⁹³³ FNE-CGT, «Assises sûreté nucléaire», dossier de presse daté du 19 juin 1990, p. 10.

⁹³⁴ Le nombre de tubes contrôlés passe d'environ 180 000 en 1989 à 350 000 en 1990 et à environ 400 000 en 1991 et 1992, d'après le Bulletin SN N°91 de mars 1993. On obtiendra une photographie très nette de l'évolution du nombre de tubes contrôlés soit par sonde axiale soit par sonde tournante entre 1983 et 1994, ou le nombre de tubes obturés en fonction de la cause de l'obturation, dans le rapport annuel de Pierre Tanguy, Sûreté Nucléaire 1994, pp. 36 et 37.

participants, résultant des incertitudes liées à la nature et à la cinétique des problèmes de corrosion qui affectent ces matériels. Certains font remarquer que tous les pronostics en la matière se sont révélés faux dans le passé. La difficulté dans le dialogue avec EDF est d'autant plus grande qu'il est impossible de quantifier de façon précise le lien entre la probabilité de défaillance et l'état de la tranche, mais également de savoir dans quelle proportion la probabilité de l'événement est diminuée en lui consacrant tel ou tel effort financier. Pour l'autorité de sûreté, ceci entraîne, pour doser l'effort de prévention, des discussions difficiles qui ne peuvent reposer sur aucune corrélation précise. L'insatisfaction intellectuelle provient aussi du fait qu'EDF et Framatome, confrontés à des problèmes dont ils ont bien du mal à connaître la cause exacte, affirment néanmoins que les solutions qu'ils proposent sont appropriées.

Du côté du service central, on estime que des ruptures de tubes de générateur de vapeur se produiront un jour en France. Cette position est jugée pessimiste par les experts d'EDF et du constructeur. La succession d'anomalies survenues sur les générateurs de vapeur conduit même à s'interroger sur la stratégie industrielle du constructeur Framatome, qui aurait peut être considéré les générateurs de vapeur comme des éléments consommables lors du lancement du programme électronucléaire. L'ouvrage qui retrace l'histoire du groupe Framatome relate que c'est à l'occasion de la première décennale de Fessenheim en 1989 que l'on s'aperçut que les tubes de générateur de vapeur vieillissaient plus vite que prévu. On constata alors que le matériau (inconel 600) résistait moins bien à la corrosion que les calculs théoriques le laissaient espérer. De ce fait, on affirme que «la durée de vie réelle des générateurs de vapeur ne sera que d'une vingtaine d'années, au lieu de la quarantaine espérée.»⁹³⁵

Le dialogue entre EDF et l'administration prend une tournure moins conflictuelle à partir de 1989, quand l'exploitant annonce sa décision de procéder à un premier remplacement de générateur de vapeur sur la centrale de Dampierre 1 au cours de l'année 1990. Le remplacement des trois générateurs de vapeur de la tranche n°1 de la centrale de Dampierre est effectué lors de l'arrêt pour la visite décennale débuté le 17 février 1990. La technique retenue par EDF est un changement de générateur de vapeur monobloc. Elle met en œuvre un grand nombre de méthodes spécialement mises au point. Les tuyauteries et certaines parties des générateurs de vapeur où doivent être effectuées des coupes ou soudures sont décontaminées par des procédés chimiques et électrochimiques. Les tuyauteries primaires sont découpées par une machine à plasma. Les trois générateurs de vapeur sont évacués fin mars. Les générateurs de vapeur neufs sont positionnés début avril par rapport aux anciennes tuyauteries après des mesures de topométrie. S'ensuivent un sondage et des épreuves hydrauliques des appareils. Le démontage et le remontage aura duré 70 jours, un record dont Framatome, le réparateur retenu, peut se prévaloir sur le marché international.

Le remplacement des générateurs de vapeur du fait de leur durée de vie inférieure aux estimations n'est pas une perte identique pour tous les partenaires. C'est au contraire un véritable pactole pour Framatome qui a été retenu comme constructeur réparateur : à la suite du lancement en 1991 par EDF d'un vaste programme de remplacement des

⁹³⁵ Framatome, Framatome, du bureau d'ingénierie nucléaire au groupe international, Albin Michel, Paris, 1995, p. 102.

générateurs de vapeur, dans lequel Framatome «joue un rôle essentiel», la monographie de l'entreprise peut rappeler : «D'emblée, dix-huit générateurs de vapeur sont commandés à Framatome : de quoi renouveler l'équipement de six chaudières de 900 MWe. Ces fabrications lourdes viennent à point nommé assurer le plan de charge de l'usine de Chalons-Saint Marcel, alors que le nombre de constructions de centrales neuves décroît. Mais elles font aussi de la maintenance un axe majeur de développement pour Framatome».⁹³⁶ Les techniques mises au point par Framatome à cette occasion lui permettront d'intervenir sur de nombreuses centrales à l'étranger (Suède, Espagne, Belgique, Corée, Chine, Afrique du Sud, Etats-Unis, Suisse). Le remplacement des générateurs de vapeur de Dampierre 1 sera suivi en France du remplacement de ceux de Bugey 5 en 1993, de Gravelines 1 en 1994, de Saint-Laurent B1 en 1995, de Dampierre 3 et Gravelines 2 en 1996, de Tricastin 2 en 1997, et de Tricastin 1 en 1998. Le coût d'un remplacement s'élève à 600 Millions de francs par tranche de trois GV.

En 1996, les anomalies ayant affecté les générateurs de vapeur semblent maîtrisées.⁹³⁷ L'état des générateurs de vapeur restera un sujet de préoccupation persistant pour la sûreté aux yeux des experts de l'IPSN et de l'autorité de sûreté. Un examen de la question par le Groupe Permanent Réacteurs est effectué le 25 novembre 1999.

La succession des problèmes mis en évidence sur les générateurs de vapeur peut sembler invraisemblable voire catastrophique. Il est néanmoins nécessaire de relativiser ce sentiment en introduisant le facteur temps, car avec le temps, de nouveaux systèmes de contrôle sont mis au point, capables de détecter des défauts de plus en plus infimes : c'est parce qu'on a eu le souci de développer ces moyens de contrôle qu'on a pu voir ce qui était auparavant invisible. L'amélioration des moyens de détection permet de se poser des problèmes qu'on ne pouvait imaginer lors du lancement des réacteurs vingt ans auparavant.

16.1.2. Les pressuriseurs et les couvercles de cuve

Après les générateurs de vapeur, des défauts vont affecter de façon générique d'importants matériels du circuit primaire des centrales d'EDF. A partir de 1991 en effet, certaines pièces en inconel 600 des couvercles de cuve des réacteurs vont à leur tour être victimes de la corrosion sous tension et poser sans doute l'un des problèmes techniques les plus importants qu'aient jamais rencontré les centrales⁹³⁸ REP depuis le début de leur exploitation. Or deux affaires précédentes qui avaient affecté l'inconel 600

⁹³⁶ Ibid., p. 103.

⁹³⁷ Frantzen, Claude, Sûreté Nucléaire 1996, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF-Direction générale, p. 11. Claude Frantzen a succédé à Pierre Tanguy comme IGSN à EDF fin 1994. Ingénieur général de l'Armement, ancien élève de Polytechnique, ingénieur de Sup'aéro, Claude Frantzen a démarré sa carrière comme pilote militaire de transport et ingénieur d'essais en vol. Il a ensuite rejoint la direction générale de l'aviation civile, a participé à la certification du Concorde, puis a pris la direction du service qui couvrait la totalité des contrôles techniques en vue de la sécurité de l'aviation civile. Il a été en particulier à l'origine de la réglementation européenne de sécurité de l'aviation civile, obtenue par consensus de 23 autorités européennes.

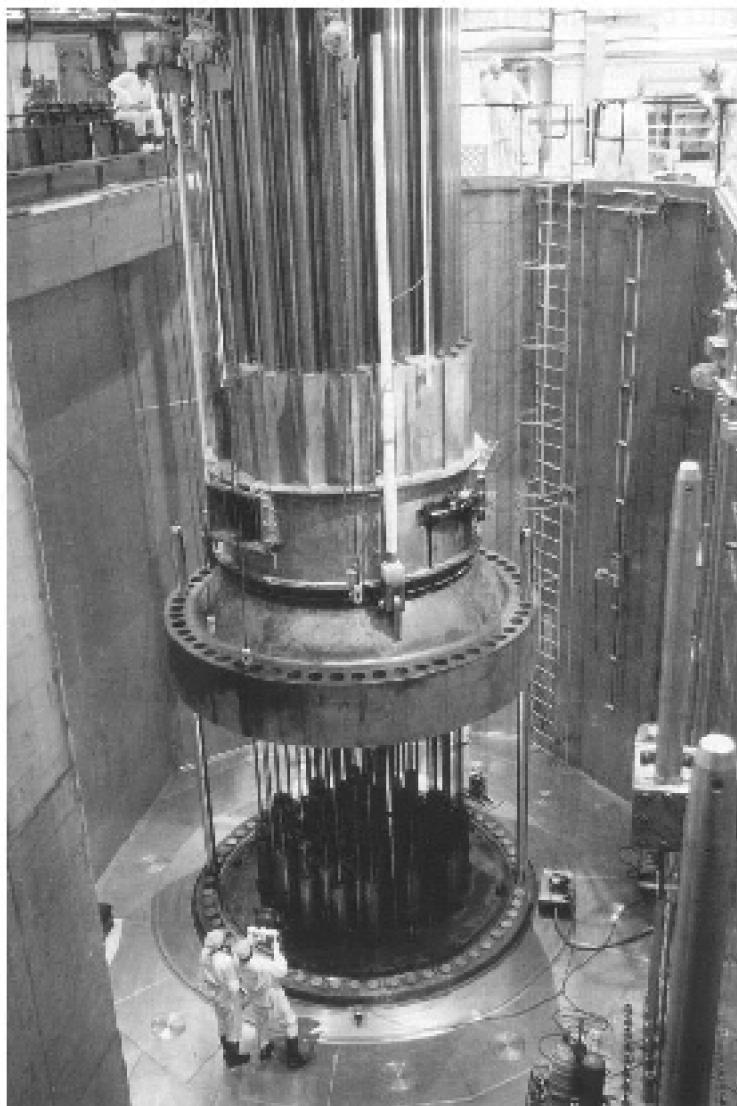
⁹³⁸ D'après Bourgeois et al., La sûreté nucléaire en France et dans le monde., p. 176.

des générateurs de vapeur et des pressuriseurs auraient dû alerter l'exploitant. Au-delà la mise en cause du choix du matériau - l'inconel 600 - c'est toute l'analyse du risque effectuée auparavant qui est remise en cause ainsi que l'efficacité du retour d'expérience.

16.1.2.1. Découverte de l'anomalie du couvercle de Bugey 3

Le 23 septembre 1991, alors que le réacteur n°3 de Bugey est soumis à la toute dernière révision décennale d'une tranche du palier CP0, l'épreuve hydraulique réglementaire du circuit primaire⁹³⁹ détecte une fuite d'eau de l'ordre de 1 litre par heure sur le couvercle de la cuve. Les investigations menées montrent que cette fuite provient de la fissuration traversante d'un des 65 manchons en inconel 600 permettant le passage des tiges de commandes des grappes de contrôle du cœur à travers le couvercle de la cuve du réacteur. L'origine de la fuite est attribuée à nouveau au phénomène de corrosion sous tension de l'inconel 600.

⁹³⁹ L'épreuve est réalisée après déchargement du combustible à une pression de 207 bars pour une pression de fonctionnement de 155, afin de s'assurer de l'étanchéité du circuit primaire.



Couvercle de cuve d'un réacteur à eau pressurisée. Source : Bulletin SN, n°90, février 1993, p.21.

Des contrôles effectués à la suite de cette découverte sur les autres réacteurs du palier CP0, sur les réacteurs du palier 1300 puis du 900 CPY montreront à leur tour, en 1992, la présence de fissures sur certains adaptateurs de couvercles de cuve, révélant à nouveau un problème à caractère générique. Le problème des couvercles avait été précédé deux ans plus tôt d'un autre problème générique sur les pressuriseurs du palier 1300.

16.1.2.2. Les piquages des pressuriseurs 1300 et l'échec de l'analyse prévisionnelle ou théorique

Après la corrosion sous tension qui avait affecté les générateurs de vapeur au début des années 80, les défauts rencontrés sur les pressuriseurs auraient pu constituer un second signe annonciateur. En effet, en avril et mai 1989, lors de l'épreuve hydraulique du circuit

primaire de Cattenom 2 et Nogent 1 du palier 1300, des fuites d'eau primaire avaient été détectées sur deux piquages d'instrumentation des pressuriseurs.⁹⁴⁰ L'examen allait montrer la présence de fissures sur les piquages en inconel. Or sur les tranches 1300, l'acier inoxydable utilisé sur les tranches précédentes avait été remplacé par l'inconel. La mise en cause du phénomène de corrosion sous tension de l'inconel allait à nouveau révéler un problème à caractère générique. La sûreté était directement concernée car on pouvait craindre le risque d'éjection du piquage affaibli par les fissurations. Le Service de la Production Thermique d'EDF, avec Framatome, engageait alors un programme d'études, et obtenait l'accord du SCSIN et de ses appuis techniques sur une stratégie combinant contrôles, réparations et mesures compensatrices, en particulier par l'installation de dispositifs anti-éjection.

Après les générateurs de vapeur, cette nouvelle mise en cause de l'inconel sur les pressuriseurs ne pouvait manquer de soulever un certain nombre de questions, exprimées par l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire d'EDF lui-même, dans son rapport annuel 1989. En premier lieu la question est posée de savoir «pourquoi une décision de passage de l'acier inox à l'inconel prise en 1977 n'a jamais été remise en cause par EDF lorsque les problèmes de corrosion sous contrainte de l'inconel ont été connus.»⁹⁴¹ Dans son rapport 1990, l'inspecteur général apporte les réponses aux questions qu'il soulevait l'année précédente quant aux circonstances ayant conduit à la décision de changer le matériau pour le palier 1300. En fait, le choix de ce matériau en lieu et place de l'acier inoxydable utilisé par Westinghouse avait été justifié par le souci de minimiser les contraintes d'origine thermique, l'Alliage 600 ayant un coefficient de dilatation thermique plus voisin de celui de l'acier du pressuriseur que l'acier inoxydable austénitique. En 1977, les difficultés sur les tubes de générateurs de vapeur n'étaient pas encore apparues en France. La deuxième grande raison invoquée est «l'absence de retour d'expérience des fissurations des tubes en Alliage 600 des générateurs de vapeur sur l'appréciation du risque d'autres composants en alliage identique dans des conditions apparemment plus sévères quant à la température.»⁹⁴² Ce constat amène Pierre Tanguy à conclure que «l'organisation du retour d'expérience mérite d'être repensée dans son ensemble pour s'affranchir de nouvelles difficultés analogues.» En 1990, faisant preuve d'un optimisme a priori rassurant, Tanguy peut écrire qu'en ce qui concerne le point précis de la fissuration de l'Alliage 600, «une étude effectuée par Framatome a permis

⁹⁴⁰ «Le pressuriseur est un réservoir d'une capacité d'environ 60 m³ pour les centrales 1300 MWe. Il constitue le dispositif de régulation et de limitation de la pression pour l'ensemble du circuit primaire principal. Il comporte, en particulier, 11 piquages d'instrumentation (...) permettant d'effectuer en fonctionnement des mesures de température, de niveau ou de pression. Ces piquages sont dudgeonnés, c'est-à-dire expansés radialement afin d'augmenter leur diamètre pour les immobiliser dans leur support. Puis ils sont soudés sur un renforcement du revêtement interne en acier inoxydable du pressuriseur.» (SCSIN, Rapport d'Activité 1989, p. 72)

⁹⁴¹ Pierre Tanguy, Sûreté Nucléaire 1989, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF-Direction Générale, 15 janvier 1990, p. 28.

⁹⁴² Pierre Tanguy, Sûreté Nucléaire 1990, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF-Direction Générale, 18 janvier 1991, p. 43.

d'identifier les composants susceptibles de donner lieu à fissuration compte tenu des enseignements tirés de l'expérience en service et des essais de laboratoires.»⁹⁴³ Après avoir mentionné la participation d'EDF et Framatome à un groupe de travail international sur cette question, il conclue que «si les suites des incidents de 1989 sur les piquages d'instrumentation des pressuriseurs des tranches 1300 apparaissent aujourd'hui bien maîtrisées, il semble nécessaire de revoir l'organisation du retour d'expérience vers le constructeur surtout si des innovations techniques ont été appliquées.»⁹⁴⁴

L'avertissement semble prémonitoire puisque dès l'année suivante, c'est au tour de l'inconel 600 des pénétrateurs des couvercles de cuve de présenter des fissures.

16.1.2.3. La difficulté technique du problème : des hypothèses qui se sont avérées inexactes

La corrosion sous contrainte - nous l'avions vu avec les générateurs de vapeur - est un phénomène compliqué, qui dépend de nombreux facteurs tels que les contraintes, la température, l'état des matériaux, les pollutions chimiques... L'analyse des hypothèses proposées dans les rapports successifs de l'inspecteur général pour expliquer la corrosion des pénétrateurs de cuve et qui résume l'état comme l'avancée des connaissances sur la question, montre la difficulté d'analyse du phénomène : la progression des études infirme certaines hypothèses affirmées l'année précédente, tandis que d'autres s'avèrent plausibles mais pas suffisantes...

A la suite de cette anomalie sur les pressuriseurs, EDF, aidé de Framatome, avait procédé à une revue exhaustive du risque de corrosion encouru par toutes les pièces en inconel de ses centrales. Pierre Tanguy doit concéder en 1991 que «les pénétrations de couvercle de cuve n'avaient pas été oubliées, mais les analyses prévisionnelles avaient indiqué que le niveau de contrainte n'était pas assez élevé pour qu'on doive s'attendre à une corrosion significative après seulement dix ans de fonctionnement. La découverte [de la fissuration du couvercle] de Bugey-3 n'est donc pas à proprement parler inattendue, mais elle est la preuve que l'on avait sous-estimé les contraintes.»⁹⁴⁵

Après l'hypothèse d'une sous-estimation du niveau de contraintes dans les couvercles par les analyses de la nuance d'acier inconel 600, analyses qui avaient conduit à ne pas considérer les couvercles de cuves comme les pièces les plus sensibles, c'est l'hypothèse de l'influence de la température qui est privilégiée. A la suite de la découverte des fissures à Bugey 3, les autres réacteurs du palier CP0 sont contrôlés et révèlent la présence de fissures longitudinales de même type sur les manchons de couvercle de cuve. Un programme de sondage effectué sur les réacteurs 1300 MWe met en évidence, dès la deuxième tranche contrôlée, des fissures sur la face interne de certains adaptateurs, ce qui semble confirmer l'hypothèse sur la température, car les 1300

⁹⁴³ Ibid.

⁹⁴⁴ Ibid.

⁹⁴⁵ Pierre Tanguy, Sûreté Nucléaire 1991, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF-Direction Générale, 8 janvier 1992, p. 10.

fonctionnent à des températures de couvercle voisines de celles du CP0 (respectivement 309 et 315°C), et plus élevées que celles des couvercles des paliers CP1-CP2 (290°C). La température expliquerait la différence de comportement des adaptateurs de ces différents paliers. Sur cette base, EDF prévoit que les tranches CP1 et CP2 ne seraient affectées par les fissures qu'après un délai plus important. Or les premiers contrôles effectués en 1992 sur les réacteurs des paliers CP1 et CP2 révèlent également des fissures, démentant les prévisions de l'exploitant. L'hypothèse concernant l'influence de la température est remise en cause ce qui redonne de la vigueur à la thèse de la sous-estimation des contraintes.

A partir de 1992, une hypothèse supplémentaire incrimine l'état de surface interne pour expliquer la susceptibilité particulière de l'acier français à la corrosion sous tension par rapport aux centrales étrangères. Cette hypothèse semble se confirmer en 1993 où il est affirmé que ces défauts sont dus à une corrosion sous contrainte «associée selon toute vraisemblance à un mauvais état de surface de la partie interne de la pénétration.»

946

Ces hypothèses affirmées puis infirmées ne manquent pas d'être raillées par les opposants, qui n'hésitent pas à parler de «cafouillage des métallurgistes». Ils notent de plus qu'à cette occasion «on s'est aperçu de l'absence d'archivage à EDF, de l'absence de spécifications de soudage, d'une grande variété non répertoriée des conditions même de fabrication de l'alliage etc.»⁹⁴⁷ Une leçon qu'ils tirent de l'anomalie sur les couvercles est sans doute que les erreurs de pronostic des techniciens d'EDF devraient les inciter à une plus grande modestie technique. De façon récurrente, les opposants, mais aussi les ingénieurs de l'administration, reprochent aux dossiers des ingénieurs d'EDF, de systématiquement avancer des arguments péremptaires, sous-entendant qu'ils sont les meilleurs, que quand ils ont étudié quelque chose, cela ne peut être que bon, qu'ils ont fait entièrement le tour de la question, que les meilleures études prouvent avec certitude qu'il n'y a aucun risque...⁹⁴⁸

16.1.2.4. L'incidence sûreté des fissures sur les couvercles

Dès la découverte de l'anomalie, un programme d'action est lancé par EDF suivant

⁹⁴⁶ Pierre Tanguy, Sûreté Nucléaire 1993, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, Rapport de synthèse, EDF-Direction Générale, 3 janvier 1994, p. 14.

⁹⁴⁷ Quelques années plus tard, revenant sur le dossier des couvercles, l'un des chroniqueurs de la gazette, écrit : «Comment expliquer cette fissuration qui, bien sûr dépend du niveau de contrainte et de l'état du matériau des manchons mais qui, d'une façon incompréhensible, paraissait indépendante de la température des dômes, qu'elle soit de 290, 315 ou 319°C ? Une hypothèse : sur les couvercles, et ça on le sait, il n'y avait pas de capteurs permettant de connaître la température réelle. Les températures des différents dômes sont des valeurs calculées. Mais ces calculs ne tiennent pas compte des perturbations importantes de température entraînées par les turbulences hydrauliques dans la cuve... Est-ce modélisable d'une façon correcte ? Ainsi sur cet exemple on voit que le phénomène a été complètement escamoté une fois les couvercles changés. C'est quand même important le retour d'expérience ?» (Bella Belbeoch, La Gazette Nucléaire, 155/156, janvier 1997, p. 30)

⁹⁴⁸ D'après un entretien avec Raymond Séné.

plusieurs axes : la multiplication des contrôles et le développement de nouveaux moyens de détection plus précis, la réparation des adaptateurs et le développement des moyens de réparation, et des études pour améliorer les connaissances sur le phénomène de fissuration.

Si les causes exactes du phénomène ne sont pas cernées avec précision, le premier type de fissures détectées - il s'agit de fissures longitudinales - ne suscite pas trop d'inquiétude. Au cas où une fissure de ce type deviendrait traversante, elle pourrait occasionner une fuite dans le circuit primaire. Or une fuite correspond à une brèche du circuit primaire qui est un scénario prévu dans les analyses de sûreté, et les parades existent pour y faire face. De l'eau radioactive se déverserait à l'intérieur de l'enceinte de confinement du réacteur et l'application des procédures accidentelles devrait permettre de ramener le réacteur à l'arrêt dans un état sûr.

Mais pour la sûreté, la question importante est la possibilité d'éjection d'une grappe de barres en cas de fissuration circonférentielle. Pour EDF comme pour les autorités, le phénomène d'éjection n'est pas à craindre au vu des premiers examens, mais il faut cependant se poser la question d'une évolution ultérieure plus brutale. En effet, les fissures décelées sont de type longitudinal et peuvent être détectées avant rupture, mais s'il existait des fissures circonférentielles, celles-ci pourraient conduire à une rupture éjectant une grappe de commande. Ce serait une situation accidentelle, néanmoins jugée hypothétique.

Du côté des opposants, ce n'est pas sur le caractère hypothétique d'un tel scénario qu'on insiste mais sur les conséquences qu'aurait l'éjection d'une grappe de barres : primo, une brèche dans le circuit primaire; secondo la formation d'un missile pouvant traverser le béton de l'enceinte, mais en principe l'enceinte a été calculée pour résister; tertio, une insertion brutale de réactivité pouvant conduire à l'emballement de la réaction de fission, et enfin la déformation des structures mécaniques du cœur pouvant entraîner un blocage des autres grappes de contrôle et d'arrêt.⁹⁴⁹

Inquiète malgré tout, la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (le Service Central a été transformé en Direction en mai 1991⁹⁵⁰) demande l'avis de ses comités d'experts, la Section Permanente Nucléaire puis le Groupe Permanent Réacteurs⁹⁵¹, qui se réunissent respectivement en février et mars 1993. L'éjection d'une unique grappe de commande ne pose pas de problème car c'est un scénario étudié dans le rapport de sûreté et qui peut être géré. L'inquiétude réside dans le fait de savoir si l'éjection d'une grappe ne pourrait pas entraîner des dommages sur les grappes voisines et sur combien, auquel cas les conséquences sont plus difficiles à évaluer.

Les comités d'experts sont amenés à se prononcer sur la stratégie de gestion de

⁹⁴⁹ d'après GSIEN, «Bugey Fessenheim. Anomalies sur les couvercles de cuve», La Gazette Nucléaire, 113/114, mars 1992, p. 15.

⁹⁵⁰ Michel Lavérie est le chef de la DSIN. Polytechnicien, ingénieur du Corps des Mines, il a succédé en juin 1986 à Christian de Torquat à la tête du SCSIN.

⁹⁵¹ Rappelons que les réunions du Groupe Permanent sont préparées par un rapport du Département d'Evaluation de Sûreté de l'IPSN qui suit le dossier en continu.

l'anomalie proposée par EDF. Les arguments de l'exploitant avancés dans des «études d'innocuité» sont discutés par l'un et l'autre groupe d'experts : les débats tournent autour de l'état de la fissuration initiale, le milieu chimique, les cinétiques d'amorçage et de propagation des fissures, l'évaluation des contraintes. Dans un premier temps, l'effort porté par EDF concerne principalement les moyens de détection par contrôles non destructifs, dispositifs de détection de fuite. Ces moyens de contrôle constituent la principale défense pour éviter une rupture. Mais par anticipation, outre l'amélioration des moyens de détection, EDF installe un dispositif interdisant l'éjection des grappes en cas de rupture sur certaines tranches.

La deuxième défense possible est de réparer les manchons fissurés : les discussions très pointues entre les experts portent alors sur les critères de réparation et de maintien en service. La question posée est de savoir jusqu'à quelle profondeur de fissuration un manchon abîmé peut être laissé en service et pendant combien de cycles, avant d'être réparé. Des procédés de réparation sont mis au point qui visent à éliminer les défauts traversants ou potentiellement traversants par exemple par alésage puis par soudure pour compenser les pertes de matière. Une réparation plus définitive consiste à remplacer les adaptateurs fissurés ou à changer le couvercle. L'enjeu pour EDF est d'obtenir que les réparations puissent avoir lieu lors des arrêts programmés, et si possible de façon étalée dans le temps.

Fin 1992, un problème nouveau vient compliquer les choses. Des analyses montrent une amorce de fissuration circonférentielle sur la traversée qui avait fui à Bugey 3 : une fissure longitudinale traversante a laissé s'écouler de l'eau primaire qui a provoqué une fissuration circonférentielle en peau externe du manchon du couvercle. Cela remet en cause le jugement concernant l'innocuité des fissures longitudinales et des fuites. Ceci conduit EDF à mettre au point des méthodes de contrôle capables de détecter les traversées fissurées avant qu'elles ne fuient, ce qui pose de grandes difficultés du fait de la géométrie du lieu et de la radioactivité forte qui y règne.

16.1.2.5. La gestion de l'anomalie

Le caractère générique de l'anomalie - tous les couvercles peuvent être affectés - pose le problème de la gestion des réparations. Face à un problème d'une telle ampleur, deux stratégies s'offrent à EDF, soit contrôler régulièrement les traversées et réparer ou remplacer celles qui seraient fissurées, soit remplacer préventivement l'ensemble des traversées d'un couvercle dès l'apparition des premières fissures.⁹⁵²

La première stratégie, appliquée dès le début, s'avère fort coûteuse en terme de disponibilité mais également en termes de dosimétrie car elle conduit à d'importantes expositions aux radiations. Les expositions seront ensuite limitées par l'emploi de robots de contrôle et une meilleure organisation de la radioprotection (la dose collective sera réduite d'un facteur 10 alors que le nombre de contrôles sera multiplié par 5 en 1993 par rapport à 1992).

Le coût élevé des contrôles à répétition et des réparations à l'unité, comme le

⁹⁵² Cf. Jean-Pierre Mercier, «L'affaire des couvercles de cuve», in : Dominique Laroque, op. cit., pp. 43-45.

placement aléatoire de ces dernières lors des arrêts pour rechargement sur toute la vie future des tranches conduisent EDF à opter pour la deuxième solution. C'est pourquoi en 1993, EDF envisage de remplacer à terme l'ensemble des traversées de chaque couvercle par des éléments neufs en un nouvel alliage, l'inconel 690, dès que leurs fissurations atteignent un niveau qui ne permet pas d'envisager leur maintien en l'état pendant plusieurs cycles. Cette solution présente des avantages sur le plan technique et pour la sûreté, mais également d'un point de vue économique. Des réparations individuelles de traversées seront utilisées pour étaler le renouvellement. Aux six couvercles déjà commandés en 1992 pour le palier 900, sept autres sont commandés en 1993 pour les 900 de deuxième génération et qui seront livrables en 1995. Un premier couvercle est commandé pour le palier 1300, également livrable en 1995. On estime alors que la réhabilitation complète du parc durera une douzaine d'années. Le bilan des examens confirme le caractère générique de la fissuration puisque 22 des 33 couvercles contrôlés en 1993 sont affectés, 3% des traversées inspectées sont fissurées, tandis que la vitesse d'évolution du phénomène est de 3 à 4 mm par cycle de fonctionnement. Du point de vue sûreté, on estime que l'affaire ne pose pas de problème particulier du moment que l'on respecte les critères de maintien en service et de réparation des couvercles.

En 1994, une lueur d'espoir apparaît cependant : après le remplacement d'un premier couvercle en 1993, de six autres couvercles en 1994, et alors qu'il est prévu de poursuivre au même rythme, il semble que la cinétique de fissuration soit moins rapide que prévue, ce qui pourrait permettre de revoir ce programme à la baisse si cet effet se confirmait. L'espoir sera déçu. Tous les couvercles seront finalement changés. Le coût de l'affaire des couvercles est évalué selon les auteurs à environ 5 milliards de francs, hors indisponibilité des tranches⁹⁵³, ou encore 50 millions par tranche environ, soit 3 à 4 milliards.⁹⁵⁴

L'affaire des couvercles de cuve aura un certain retentissement : elle fait même l'objet d'une question écrite à l'Assemblée Nationale, déposée en janvier 1992. S'appuyant sur le rapport 1991 de l'inspecteur général de la sûreté d'EDF, le député Jean-Pierre Brard, estime que la découverte de ces fissures au terme d'une dizaine d'années de fonctionnement, alors que le phénomène n'était attendu qu'après trente ans d'utilisation, «met en relief le caractère aléatoire des prévisions et des probabilités dans le domaine si sensible du nucléaire civil.» Le député souhaite par son intervention attirer l'attention du ministre «sur la situation préoccupante de vieillissement prématuré de certaines installations nucléaires de production d'énergie.»⁹⁵⁵

Pour la DSIN, qui expose sa position lors d'une question d'actualité du CSSIN d'octobre 1991, comme pour le cas de la corrosion des générateurs de vapeur, ce n'est pas le défaut particulier qui est source d'inquiétude, car on estime qu'il sera réparé

⁹⁵³ D'après Philippe Berge, «L'affaire de «l'Inconel»», in : Laroque, op. cit., pp. 48-51.

⁹⁵⁴ d'après Mercier, op. cit., p. 43.

⁹⁵⁵ cité par La Gazette Nucléaire, N°113/114, mars 1992, p. 15.

comme il faut. Le problème de sûreté ne sort pas de l'ordinaire. Il n'a pas fait courir de risques particuliers c'est pourquoi l'événement a été classé au niveau 2 de l'échelle de gravité. Le problème immédiat est le suivi du phénomène et des éventuelles réparations pour garantir qu'il ne pourra pas y avoir des fissurations circonférentielles susceptibles de conduire à une rupture et à un accident sérieux dans lequel il y aurait une brèche dans le circuit primaire, avec mouvement d'une grappe de contrôle. Mais au-delà, le problème réside plutôt dans la façon de gérer correctement le suivi de situations analogues qui pourraient se développer un jour sur l'ensemble du parc.

En janvier 1992, en réunion du CSSIN, la DSIN estime que le dossier des couvercles de cuve a progressé : le problème a été détecté suffisamment tôt dans son évolution, c'est-à-dire avant que les défauts ne posent des problèmes de sûreté généralisés.

16.1.2.6. Les critiques de la DSIN : la réactivité insuffisante d'EDF

Le rapport d'activité 1992 de la DSIN, en conclusion du paragraphe sur les couvercles, insiste à nouveau sur la nécessité d'anticiper : «Le retour d'expérience tiré par l'exploitant des deux premières anomalies ayant affecté des matériels en inconel 600 (tubes de générateurs de vapeur et piquages du pressuriseur) n'a pas permis d'anticiper suffisamment sur l'apparition et le développement de la fissuration des adaptateurs des couvercles de cuve.»⁹⁵⁶ La DSIN avait ainsi demandé à EDF, en mars 1992, de reprendre le dossier relatif à l'inconel 600 afin d'identifier les zones sensibles réalisées dans ce matériau et de proposer un programme de contrôle et de maintenance adapté. A l'appui de ses exigences, la DSIN cite la lettre que les ministres chargés de l'environnement et de l'industrie - la DSIN a la double tutelle - ont envoyé en juillet 1992 à l'exploitant : dans cette lettre, les ministres demandent à EDF de prendre les mesures nécessaires afin d'améliorer sa réactivité et sa faculté d'anticipation sur ce type d'anomalie, et de procéder au réexamen des principales anomalies survenues par le passé sur le parc nucléaire afin de s'assurer du caractère suffisant de l'étendue des investigations menées. Et la DSIN de rappeler : «la bonne gestion, au plan de la sûreté, d'un parc nucléaire repose en grande partie sur la capacité de l'exploitant à réagir vite et avec suffisamment d'ampleur à toute anomalie observée. La standardisation du parc nucléaire français ne peut que renforcer l'importance de cet objectif.»⁹⁵⁷

16.1.2.7. Epilogue : la controverse autour de l'inconel 600

En épilogue à la question des couvercles, il semble intéressant de revenir brièvement sur ce qu'on a appelé «l'affaire inconel», cet alliage pour lequel on a pu parler de «choix technologique désastreux», ou de «décision malheureuse». Pour une description complète de l'affaire, nous ne pouvons faire mieux que de renvoyer le lecteur à l'article d'un ingénieur d'EDF, Philippe Berge, qui fait preuve d'une étonnante franchise pour relater cette controverse qui a secoué la communauté nucléaire française et internationale. «Inconel est un nom commercial, désignant une série d'alliages de nickel,

⁹⁵⁶ DSIN, Rapport d'Activité 1992, p. 66.

⁹⁵⁷ Ibid.

de l'International Nickel Co américaine. Mais pour tous les dirigeants, ingénieurs et techniciens d'EDF concernés par la filière nucléaire, il est le symbole d'un choix technologique désastreux de matériaux constitutifs de composants importants du circuit primaire des REP.»⁹⁵⁸ Choisi pour ses propriétés particulières, l'alliage 600 de la norme ASTM, à très forte teneur en nickel, avait été adopté par la marine américaine et Westinghouse à la place des aciers inoxydables. Berge signale que c'est en 1959 que l'affaire de l'inconel débuta, lors du colloque annuel de métallurgie du CEA, au cours duquel Henri Coriou, le chef du service de corrosion du CEA, présenta des résultats expérimentaux inquiétants sur le comportement du nouveau matériau : des fissures par corrosion sous contrainte avaient été observées sur des éprouvettes plongées dans de l'eau sous pression, à 300°C, en l'absence de contamination chimique. «Ce résultat parut invraisemblable à la communauté scientifique, d'autant plus que de nombreux laboratoires tentèrent en vain de le reproduire. Les conséquences industrielles potentielles rendaient la controverse d'autant plus âpre. On soupçonna des contaminations chimiques accidentelles de l'eau.»⁹⁵⁹ Le débat se prolongea pendant de longues années parmi les spécialistes de la corrosion : le phénomène est en effet complexe, multifactoriel, et il est de ce fait difficile d'établir des corrélations exactes entre les causes dues à la nature de l'acier qui dépend fortement des oligo-éléments qu'il comprend, à l'influence de la température, ou à la qualité de l'eau dans laquelle il baigne. Poursuivons avec Philippe Berge : «Il fallut attendre plus de dix ans pour que ce risque commence à être admis, et surtout que les premières fissures se produisent en service dans le réacteur d'Obrigheim, en Allemagne. Ces résultats ne conduisirent pas l'industrie américaine à modifier ses choix, contrairement à Siemens, en Allemagne, qui, avant même les fissures d'Obrigheim, s'était écarté de la licence Westinghouse et avait adopté pour les générateurs de vapeur, un autre alliage, moins riche en nickel, «l'Incoloy 800», insensible à ce type de corrosion. Pour EDF, l'adoption en 1969, de la filière REP, sous licence Westinghouse, posait la question du choix du matériau des générateurs de vapeur. La direction des Etudes et Recherches tira, dès 1969, la sonnette d'alarme et entreprit une importante étude qui confirma rapidement la fragilité de cet alliage qui présentait des risques de fissuration (...). La position d'EDF fut alors, logiquement, de se rapprocher du licencié américain, plutôt que de se lancer en cavalier seul dans des solutions s'écartant des références américaines.»⁹⁶⁰

Une parenthèse s'impose : du côté des hommes de la sûreté au CEA, on était également au courant de la fragilité de l'inconel 600 qui avait déjà posé des problèmes sur la centrale de Chooz, première centrale PWR construite en France à partir de 1963. Un certain nombre de petits incidents - dont celui incriminant le matériau des échangeurs de Chooz - relatés par Jean Bourgeois témoignent au passage de certaines difficultés avec les Américains en cette fin des années 60, et illustrent la difficulté d'une véritable sincérité des échanges scientifiques quand les enjeux sont importants pour l'industrie : «Tout le

⁹⁵⁸ Berge Philippe, op. cit., pp. 48-51.

⁹⁵⁹ Ibid.

⁹⁶⁰ Ibid.

monde faisait confiance à Westinghouse, «W», le «licencieur», et tout se passa bien pendant une certaine période. Un premier avertissement survint avec l'incendie de la protection thermique au-dessus du réacteur. L'enquête révéla que «W» connaissait fort bien le phénomène, ayant déjà eu le même incident sur un autre réacteur, mais n'avait pas jugé utile de le signaler. Peu de temps après on trouva des débris métalliques dans le circuit primaire. «W» demanda d'examiner un échangeur et décréta que tout allait bien et que l'on pouvait repartir. Pour le chef de la centrale et pour moi c'en était trop et, en plein accord, il fut décidé qu'au plus petit accroc le circuit primaire serait entièrement examiné.»

961

Les spécialistes du CEA n'ignoraient pas les problèmes de l'inconel, mais il leur était difficile de s'opposer au choix de ce matériau pour des raisons de sûreté, puisque dans le pire des cas on pouvait imaginer des fuites sur les générateurs de vapeur, ce qui n'est pas un accident très grave. L'enjeu ressortissait plus de la fiabilité de la centrale que de sa sûreté.

En ce qui concerne les générateurs de vapeur, une collaboration entre EDF, Framatome et Westinghouse est engagée à partir de 1974 pour trouver un remède au problème posé par l'inconel des tubes. Les études aboutissent à la mise au point d'un traitement thermique pour limiter les contraintes résiduelles dans le matériau. La décision de construire un four permettant ce traitement est rapidement prise par Westinghouse, et en 1978 pour les tubes fabriqués en France. Elargie au CEA, la collaboration entre les laboratoires aboutit en 1980 à la qualification d'un nouvel alliage, le 690, présentant à la fois un coefficient de dilatation thermique favorable, de bonnes caractéristiques mécaniques et thermiques, et un meilleur comportement à la corrosion.

C'est le matériau qui sera utilisé à partir de 1984, pour équiper le palier N4, et pour remplacer les tubes de générateurs de vapeur, les enveloppes des tubes d'instrumentation des pressuriseurs des centrales du palier 1300 et les traversées de couvercle de cuve.

En guise de conclusion sur les problèmes ayant affecté les pressuriseurs et les couvercles, on peut remarquer qu'alors que les analyses prévisionnelles ont été tenues en échec, c'est lors de l'épreuve hydraulique imposée par la réglementation que les défauts ont été découverts. C'est à la suite de ces contrôles et de leurs résultats que les moyens de détection ont été améliorés comme la compréhension du phénomène, que des réparations ont été effectuées, et que finalement la sûreté a progressé. C'est la preuve de l'utilité de telles épreuves, mais aussi une leçon de modestie qui devrait être reçue par tous les techniciens.

16.1.3. Quelques autres exemples de problèmes sur les matériels

Aux problèmes sur les générateurs de vapeur, sur les pressuriseurs et sur les couvercles, s'ajoutent d'autres difficultés. Celles-ci sont d'une ampleur moindre car les matériels touchés ne représentent pas le même enjeu économique. Certains d'entre ces matériels jouent par contre un rôle prépondérant du point de vue de la sûreté. Si la découverte de

⁹⁶¹ Bourgeois et al., La sûreté ..., op. cit., p. 152.

certaines anomalies ne sort pas du cadre d'un processus normal de contrôle industriel, ces problèmes viennent se cumuler à ceux décrits précédemment pour donner l'impression d'une série noire et ne contribuent pas à l'amélioration des relations entre l'exploitant et les autorités de contrôle. Parmi d'autres, nous abordons ici les anomalies les plus significatives rencontrées, celles concernant les grappes de commande des tranches 900, les fissures sur les tuyauteries vapeur et les liaisons bimétalliques.

16.1.3.1. Anomalie des grappes de commande des tranches 900

A six mois d'intervalle, deux incidents affectent les grappes de commande qui assurent l'arrêt du réacteur. Ces deux incidents sont dus à la même cause, la rupture de l'un des 24 crayons d'une des 53 grappes de commande, provoquée par une usure importante du gainage due à un phénomène de fatigue. Ces incidents mettent en lumière le vieillissement des installations et l'usure plus rapide que prévue de certaines de leurs parties. Mais là ne réside pas le problème fondamental aux yeux des autorités de sûreté qui reprochent à EDF son manque d'anticipation qu'illustrent sans conteste ces deux incidents.

Le 9 septembre 1988, sur le réacteur 1 de Dampierre, l'un des 24 crayons absorbants de neutrons d'une grappe de commande est trouvé cassé en partie supérieure au cours de permutations entre assemblages combustible des grappes de commande. Six mois plus tard, le 1er avril 1989, c'est le réacteur 4 de Gravelines qui est incriminé : lors d'une baisse volontaire des grappes de commande afin d'arrêter l'installation pour travaux, une des 53 grappes reste bloquée à un niveau intermédiaire. Même si cet incident est sans conséquence immédiate pour la sûreté de l'installation - l'arrêt complet du réacteur a pu être mené à bien sans difficulté - il est classé au niveau 2 de l'échelle de gravité car il est précurseur de l'accident de non-fonctionnement des grappes de commande alors qu'elles sont requises, l'ATWS américain (Anticipated Transient Without Scram).

Les grappes de contrôle permettent le contrôle et l'arrêt de la réaction nucléaire et doivent chuter librement sous l'effet de leur propre poids pour assurer les arrêts de sécurité. Elles comportent 24 crayons. Ces crayons viennent s'introduire, lors du mouvement de descente de la grappe à l'intérieur des assemblages combustibles, dans des logements prévus à cet effet. Lors des deux incidents constatés, l'un des 24 crayons d'une grappe de commande s'est rompu. Mais alors qu'à Dampierre cette rupture n'a pas gêné le mouvement de la grappe, à Gravelines, un ressort présent dans le crayon est sorti de son logement et s'est bloqué à l'intérieur du tube de guidage, empêchant la chute complète de la grappe. La rupture de l'un des crayons est due à une usure importante du gainage résultant d'un phénomène de fatigue. A la suite de l'incident, EDF propose de nouveaux critères plus sévères de rebut des grappes après contrôle de leurs crayons.

La difficulté est venue du fait que l'anomalie était de caractère générique, même si elle ne concerne que les tranches de 900 MWe. La méthode radicale pour traiter la question a été de prévoir le remplacement de toutes les grappes de commande des tranches de 900 MWe dès que possible : EDF cependant, confrontée à un problème d'approvisionnement, a dû se rabattre sur une stratégie plus fine. Une discussion difficile eut lieu avec les experts de l'autorité de sûreté sur les critères à adopter : à partir de la

cinétique d'évolution du phénomène qui était relativement lente, il a été décidé de définir une politique fondée sur des contrôles renforcés et l'engagement d'effectuer le remplacement des grappes avant la fin 1990.

L'incident de blocage de grappe sur Gravelines 4 est un exemple indéniable d'une anticipation insuffisante de la part d'EDF. L'expertise de l'incident précurseur de Dampierre aurait dû également être plus prompte.

16.1.3.2. Fissures sur les tuyauteries de vapeur; Fessenheim 1

En 1990, un certain nombre de défauts, en particulier des fissures, sont découverts sur les soudures des tuyauteries de vapeur des centrales du Blayais, puis de Tricastin et Bugey : ces fissures peuvent s'étendre sur quelques millimètres de profondeur et quelques dizaines de centimètres de longueur. Les tuyauteries affectées assurent la circulation de la vapeur entre les générateurs de vapeur et la turbine. Les analyses montreront qu'il s'agit principalement de fissuration à froid, remontant à la fabrication, probablement due à un chauffage insuffisant des tuyauteries pendant le soudage. C'est l'amélioration des moyens et des procédures de contrôle qui a permis de révéler la présence de ces défauts qui n'avaient pas été détectés par les contrôles de fin de fabrication de l'époque. A la suite de ces découvertes, le service central demande à EDF de renforcer ses programmes de contrôles pour les années suivantes (faire un «point zéro» de l'état des installations), d'analyser la sûreté des réacteurs affectés. Le SCSIN déclare qu'il n'autorisera la redivergence qu'après démonstration de la bonne tenue des tuyauteries pour le cycle suivant, et il demande à EDF de mettre au point un programme de réparations.

En septembre 1991, c'est sur le réacteur de Fessenheim 1 (CP0), alors à l'arrêt, qu'est mis en évidence un défaut métallurgique important dans l'une des tuyauteries de vapeur sous la forme d'une fissure d'environ 11 cm de long et 3 cm d'épaisseur. La portion de tuyauterie est remplacée et analysée. L'origine de ce défaut ne serait pas un vieillissement par fatigue ou par corrosion selon les experts⁹⁶² qui émettent l'hypothèse d'une sollicitation unique et importante lors d'une opération de maintenance qui aurait pu agrandir des défauts préalablement existants. Cette fissuration est attribuée à un arrachement lamellaire⁹⁶³, qui se serait développé à partir de nombreuses inclusions présentes dans le métal de base et laminées lors de la fabrication. Les autres réacteurs du palier (Fessenheim 2 et Bugey 2 à 5) vont également révéler la présence de nombreuses inclusions, parfois accompagnées d'amorces d'arrachement lamellaire. Le nombre de défauts présents rendant les études de sûreté et les contrôles difficiles, EDF s'engage à remplacer toutes les portions de tuyauteries concernées sur les six réacteurs

⁹⁶² Les membres du GSIEN, pour pouvoir procéder à une contre-expertise, demandent de disposer de l'expertise réalisée à l'époque et le retour d'expérience correspondant. Ils réclameront en vain les dossiers complets des expertises menées sur ces tuyauteries. Le Service Central invoquera des raisons de propriété industrielle lui interdisant de transmettre les rapports d'expertises rédigés par l'exploitant, seul et unique responsable de leur diffusion. EDF refuse également, n'ayant d'obligation que vis-à-vis de l'autorité. Ces «contre experts» qui ont été mandatés par la commission de surveillance du conseil général du Haut-Rhin pour participer à la mission de contre-expertise du réacteur lors de la décennale de 1989, notent par ailleurs que les défauts de 1986 ne leur avait pas été signalés à l'époque.

du palier CP0.

Un précédent au défaut découvert en septembre 1991 avait été détecté sur le réacteur N°1 de Fessenheim. La découverte par ultrasons en 1985 d'un défaut métallurgique sur une soudure d'une tuyauterie principale de vapeur reliant le générateur de vapeur à la turbine avait amené EDF à déposer la pièce lors de l'arrêt de tranche de 1986 et à la remplacer. Les défauts rencontrés avaient été examinés par le Groupe Permanent Réacteurs le 26 septembre 1985. L'hypothèse de l'innocuité des défauts ne pouvant être démontrée, les experts de l'IPSN avaient été amenés à l'époque à envisager les conséquences d'une rupture de tuyauterie, et les divers rejets envisageables suivant divers scénarios accidentels plausibles.

Le palier 1300 quant à lui est concerné à son tour lorsque pendant l'été 1992, au cours d'un arrêt annuel, des défauts sont mis en évidence sur l'une des tuyauteries principales de vapeur du réacteur n°1 de Saint-Alban. Plus de 200 défauts sont recensés, non conformes aux critères de fabrication. L'expertise des défauts montre qu'ils sont de type «inclusion» ou «collage», tandis qu'une fissure, attribuée à une fissuration à chaud pendant la fabrication, a aussi été détectée. Au final, comme le conclura le Bulletin du Service central, «chacun des trois paliers du parc de réacteurs à eau sous pression a présenté des défauts dans les soudures, des lignes de soupape, sur les tuyauteries de vapeur ou à leur proximité. Chaque palier présente des défauts particuliers : très nombreuses inclusions et arrachement lamellaire sur le CP0, attribuables à la qualité insuffisante des matériaux et au mode de fabrication (laminages); fissuration à froid remontant à la fabrication sur le palier CPY, attribuable à une maîtrise insuffisante des conditions de soudage; très nombreux collages et inclusions sur le réacteur de Saint-Alban (1300 MWe), remontant à la fabrication.»⁹⁶⁴

Les conséquences du point de vue de la sûreté ne sont pas évoquées dans les rapports des organismes de contrôle officiels mentionnant le phénomène, que ce soit le Rapport d'activité de la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, ou de l'IPSN. C'est dans un communiqué de l'AFP consacré à la découverte de la fissure de Fessenheim que l'on entrevoit l'enjeu en terme de sûreté : «Une rupture à ce niveau [situé à l'extérieur du bâtiment réacteur, après le générateur de vapeur, sur la ligne de vapeur principale vers la turbine et juste avant une vanne de contrôle] aurait pu provoquer, disent les spécialistes de la DSIN, non pas une fuite radioactive, le circuit secondaire n'en comportant pas, mais une brusque dépressurisation du générateur de vapeur susceptible

⁹⁶³ L'arrachement lamellaire est un mode particulier de rupture des aciers dans lequel le cheminement de la cassure est constitué de plages approximativement parallèles au plan de laminage. C'est à partir de 1961 que des articles techniques se sont attachés à décrire le phénomène d'arrachement lamellaire, du fait de quelques incidents retentissants provoqués par les épaisseurs de soudure de plus en plus importantes dans des nuances de plus en plus résistantes, et par l'utilisation de types d'assemblages particulièrement propices à l'obtention du phénomène. Les arrachements lamellaires se produisent le plus souvent en cours de soudage, mais des cas sont apparus en service sous l'influence des contraintes internes et de forces extérieures. Le phénomène d'arrachement lamellaire dépend des propriétés mécaniques, liées à l'état inclusionnaire des aciers, mais aussi aux paramètres de soudage de certains assemblages.

⁹⁶⁴ Bulletin de la sûreté des installations nucléaires, N°89, décembre 1992, p. 19.

de passer de 80 bars à un bar en quelques instants. Cette dépressurisation aurait pu avoir, par contre-coup, des conséquences au niveau du circuit primaire dans l'enceinte du bâtiment réacteur.»⁹⁶⁵ Commentant le communiqué précédent, Bella Belbéoch du Groupement de Scientifiques pour l'Information sur l'Electronucléaire donne une description d'un scénario accidentel dans un dossier intitulé «La transparence ? Le contrôle qualité et la défense en profondeur ? Des mythes...» de *La Gazette Nucléaire* : «En cas de rupture de ce piquage du circuit secondaire, la pression chute brutalement dans la partie secondaire du générateur de vapeur. Les contrecoups dans le circuit primaire peuvent être très graves et difficiles à gérer car l'eau du circuit primaire n'est plus refroidie. D'autre part, l'intégrité du générateur de vapeur peut être fortement atteinte. En effet : Les tubes de générateur sont fragiles. (...)» L'auteur évoque ensuite les différentes fissures affectant les tubes de générateur de vapeur, dont certaines pourraient se développer rapidement en cas de dépressurisation brutale et conduire éventuellement à des ruptures en série. Or, précise le rédacteur de *La Gazette*, «la rupture simultanée de plusieurs tubes n'a pas été prise en compte par les Autorités de Sûreté dans les scénarios d'accident pour le dimensionnement des installations. La possibilité d'un tel accident devrait donc conduire à une réévaluation des dispositions de sûreté. Enfin, la rupture des tubes de GV suite à une rupture du piquage, mettrait le circuit primaire radioactif en communication avec l'extérieur de l'enceinte de confinement. Dans ce cas, la troisième barrière n'a aucune efficacité.»⁹⁶⁶

Le Bulletin SN consacre en décembre 1992 un dossier⁹⁶⁷ au thème des lignes de vapeur principales. Les conséquences d'une rupture dans la partie de circuit se trouvant entre le mur de l'enceinte de confinement et la vanne d'arrêt située à l'extérieur du bâtiment réacteur y sont évoquées : une telle rupture entraînerait un brutal appel de vapeur, et donc une augmentation de la puissance demandée au cœur du réacteur. La vanne d'arrêt ne pourrait stopper ce débit de vapeur, car il s'échapperait à son amont. L'arrêt d'urgence du réacteur ainsi que le déclenchement automatique de l'injection de sécurité permettraient de ramener le réacteur dans son état sûr. Il est précisé que cette partie du circuit doit faire l'objet d'une vigilance particulière car elle est une partie de la troisième barrière de confinement.

Le dossier des défauts affectant les lignes de vapeur principales amène l'autorité de sûreté à exprimer publiquement des reproches extrêmement sévères à l'égard d'EDF dans son Rapport d'Activité 1991 : «Lors de la découverte de défauts sur les lignes de vapeur du Blayais en 1990, l'exploitant s'était engagé, à la demande de la direction de la sûreté des installations nucléaires, à développer une méthode de réparation et à la mettre en œuvre dès 1990. Malgré un travail important des équipes techniques chargées de cette mise au point et un investissement notable de l'autorité de sûreté dans le contrôle de la bonne qualification du procédé, EDF n'a pas effectué les réparations prévues en 1991. Ce retard est dû à une coordination insuffisante des services centraux d'EDF, tant en ce

⁹⁶⁵ Communiqué de l'AFP du 25 septembre 1991, cité par *La Gazette Nucléaire*, N°113/114, mars 1992, p. 6.

⁹⁶⁶ *La Gazette Nucléaire*, N°113/114, mars 1992, p. 6.

⁹⁶⁷ Bulletin de la sûreté des installations nucléaires, N°89, décembre 1992, pp. 18-19.

qui concerne les approvisionnements, que pour la gestion des équipes d'intervention et la programmation des arrêts des réacteurs. Un problème analogue s'est présenté concernant des remplacements de matériel prévus à Bugey. La DSIN constate donc l'insuffisance de l'engagement technique des services centraux d'EDF sur ce sujet en 1991, le manque de diligence dans le respect des engagements pris, et la référence trop fréquente à des considérations économiques en regard des impératifs de sûreté. (...) Si les orientations proposées par EDF en fin d'année paraissent aller dans la bonne voie, et si le dialogue technique a repris un tour normal, la DSIN n'en mènera pas moins une surveillance extrêmement rigoureuse des actions menées par l'exploitant en 1992 dans le domaine des lignes de vapeur principales.»⁹⁶⁸

16.1.3.3. Les liaisons bimétalliques, 1990-1993

Autre problème technique, la question des «liaisons bimétalliques» apparaît en 1990, signalée dans les rapports annuels de l'IPSN, de l'IGSN d'EDF et du SCSIN, avant de disparaître en 1993. En 1990, ce problème arrive dans le Rapport d'Activité de la DSIN par ordre d'importance en quatrième position après les anomalies sur les couvercles de cuve, les générateurs de vapeur, les lignes de vapeur principales. Traité sur une colonne alors que chacun des problèmes précédents nécessite plusieurs pages, il présente un degré de gravité moindre. D'ailleurs, il ne fait pas l'objet de réprimande ou de reproches de la part du Service central, qui suit l'affaire, gérée par EDF et expertisée par l'IPSN.

De quoi s'agit-il ? Les immenses récipients du circuit primaire comme la cuve, les générateurs de vapeur ou le pressuriseur, fabriqués en acier ferritique (acier noir), sont reliés les uns aux autres par des tuyauteries en acier inoxydable austénitique. La jonction entre ces pièces en matériaux différents est assurée par des soudures dites «bimétalliques» qui ont toujours été considérées comme une opération délicate. En effet, comme l'explique un expert, «la diffusion d'éléments d'un acier vers l'autre pendant le soudage ou le détensionnement peut modifier la composition, la structure et les propriétés au voisinage de la soudure. De plus, ces joints soudés sont soumis à des sollicitations mécaniques supplémentaires par suite de la différence des coefficients de dilatation des deux aciers».⁹⁶⁹ C'est pourquoi les soudures entre l'acier de la cuve, du pressuriseur, de la boîte à eau des générateurs de vapeur et les tuyauteries en acier inoxydable font l'objet de contrôles périodiques lors des arrêts de tranche.

A la suite de certaines anomalies, un dossier établi par EDF est examiné par l'IPSN. Cet examen conduit les autorités de sûreté à demander à l'exploitant d'intensifier les contrôles des soudures de ce type, afin notamment d'en évaluer le caractère générique. C'est ainsi qu'en octobre 1990 d'autres indications sont mises en évidence sur deux tubulures du pressuriseur de Blayais 4 et sur les 6 tubulures de la cuve de Bugey 4. Il s'agit de défauts de faible profondeur qui ont pu être éliminés par un meulage de quelques millimètres du métal. La principale préoccupation est de s'assurer qu'il n'existe

⁹⁶⁸ Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'Activité 1991, p. 77.

⁹⁶⁹ Pierre Tanguy, Sûreté Nucléaire 1990, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF-Direction Générale, 1990, p. 35.

pas de défauts de type décohésion intergranulaire dans toute l'épaisseur dans un même plan. C'est la qualité des moyens de détection qui doit permettre d'en avoir l'assurance. A cette date, les contrôles par radiographie et par ultrasons ont une sensibilité de 5 à 7 mm, voire même un peu meilleure en surface et on estime côté EDF que ces contrôles apportent la garantie que le risque d'alignement de défauts non acceptables peut être écarté.⁹⁷⁰

En juillet 1991, l'important programme de contrôle et d'études engagé par EDF à la demande de la DSIN montre que sur la moitié des liaisons bimétalliques (LBM) des REP 900 et 1300 contrôlés, 10% présentent des défauts de surface. Mais la DSIN estime que ces études surfaciques ne suffisent pas : dans son rapport d'activité 1991, l'administration signale que compte tenu de la méthode utilisée (contrôle de surface par «ressuage»), et de l'incertitude sur l'origine de ces défauts, elle a estimé qu'il n'était pas possible d'exclure l'existence de défauts plus profonds. Elle a donc demandé à EDF de compléter les investigations sur les liaisons bimétalliques par un contrôle apte à détecter des défauts situés dans l'épaisseur du métal. Elle signale ensuite que des contrôles menés en octobre 1991 ont à nouveau mis en évidence des indications de défauts en surface des tubulures de la cuve de Bugey 4. «Ces nouvelles indications, ajoute la DSIN, ont été relevées tant sur des zones ayant déjà présenté des défauts en 1990, et réparées depuis, que sur des zones vues jusqu'à présent sans défaut. L'apparition de ces défauts après un an de fonctionnement a conduit EDF à définir un nouveau programme d'investigations(...)»⁹⁷¹

L'année suivante, la DSIN reprend l'explication de l'exploitant selon lequel le phénomène observé sur le réacteur n°4 de Bugey est limité en profondeur : «Il s'agirait vraisemblablement de décohésion intergranulaire de l'acier inoxydable, favorisée par le traitement thermique de détensionnement mis en œuvre au cours de la fabrication. De plus, EDF considère que ces défauts ne sont pas de nature à dégrader de façon importante les caractéristiques mécaniques du matériau et, en particulier, n'augmentent pas la probabilité d'une hypothétique rupture brutale.»⁹⁷² Cependant, la DSIN ne baisse pas la garde, et un certain nombre d'actions sont engagées :

- la mise en place d'investigations métallurgiques pour confirmer l'origine du phénomène;
- le développement de techniques de contrôle en service performantes, adaptées aux conditions particulières d'intervention (forte dosimétrie);
- le lancement d'une étude de procédé de réparation par soudage des LBM;
- la poursuite du contrôle surfacique des LBM du parc et la reprise des contrôles sur les LBM ayant présenté des décohésions intergranulaires.

En 1993, la DSIN semble satisfaite du traitement de cette question par EDF, ou

⁹⁷⁰ Ibid.

⁹⁷¹ Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'Activité 1991, pp. 77-78.

⁹⁷² Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'Activité 1992, p. 67.

convaincue par ses arguments : en tout état de cause, la question n'est plus signalée dans le bilan annuel du rapport d'activité pour l'année 1993.

L'affaire des liaisons bimétalliques, qui s'avère sans gravité, illustre la question plus générale du contrôle du bon fonctionnement des matériels considérés comme importants pour la sûreté. En particulier, les matériaux ont tendance à vieillir au cours du temps et ce vieillissement est accentué par les effets de la température ou de l'irradiation par exemple. Or la prévention des accidents repose en premier lieu sur la surveillance de ces appareils dans toutes les conditions d'exploitation. La question des liaisons bimétalliques montre bien l'importance de l'amélioration de la fiabilité et des performances des contrôles non destructifs. Pour ce qui touche à la caractérisation et au dimensionnement des défauts, les progrès portent surtout sur les procédés par ultrasons. Les améliorations dans l'interprétation des signaux délivrés par les sondes en courant de Foucault permettent de mieux cerner les défauts.

L'exemple des liaisons bimétalliques illustre également comment sur la base d'incertitudes scientifiques ou techniques, les avis sur la nocivité de certains défauts peuvent diverger entre le contrôleur et ses experts et ceux du contrôlé. De plus, les bonnes relations entre les uns et les autres dépendent de la qualité et de la sincérité des échanges entre les uns et les autres, et notamment des plus ou moins grandes réticences des experts d'EDF à communiquer avec les autorités de sûreté en cas de problème. A ce propos, l'inspecteur général de la sûreté nucléaire à EDF s'appuie dans son rapport annuel sur l'exemple des liaisons métalliques pour inviter l'exploitant à un plus grand volontarisme dans le dialogue technique avec les techniciens de l'autorité de sûreté, attitude qu'il considère être gage d'une meilleure sûreté : «Lors de la mise en évidence de phénomènes de ce type, une parfaite coordination des actions de contrôle, d'exams métallurgiques et de calcul doit être rapidement réalisée. Elle doit se faire en parfaite coopération avec les appuis techniques des Autorités de Sûreté, avec lesquelles il me paraît toujours souhaitable et possible de chercher à effectuer une analyse consensuelle des phénomènes observés. Cette analyse débouche sur des actions à mettre en œuvre pour trancher entre plusieurs hypothèses possibles sur le mécanisme ou sur l'importance et le risque d'évolution des dégradations. Cette collaboration rapide et sans réserve dans l'examen des résultats, avec l'ensemble des techniciens impliqués dans la sûreté de l'installation, permet une information bien meilleure aux différents organismes qui ont à prendre des décisions sur les suites à donner.»⁹⁷³ Pierre Tanguy parle d'expérience, lui qui était l'ancien directeur de l'IPSN, l'appui technique, et qui avait dû être confronté à ce type de réticences de la part d'EDF. Dans la tradition du CEA, il prône le dialogue entre techniciens compétents, dialogue technique entre hommes de bonne foi, qui ne peut que déboucher sur un consensus sur les hypothèses, analyses et moyens d'actions. Les techniciens de l'IPSN ne sont pas des ennemis de l'énergie nucléaire et d'EDF, et la meilleure façon de les braquer est de leur donner le sentiment qu'on leur cache des choses.

⁹⁷³ Pierre Tanguy, Sûreté Nucléaire 1990, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF-Direction Générale, 1990, p. 35.

16.2. Les Incidents de maintenance de l'été 1989

L'été 1989 est marqué par deux incidents mettant en cause la maintenance à EDF, qui vont recevoir un fort retentissement médiatique. Mais au-delà des erreurs ponctuelles, c'est toute l'organisation et la politique du Service de la Production Thermique d'EDF qui est mise sur la sellette : son organisation interne (relations entre services centraux et centrales nucléaires), sa relation avec les prestataires, la question des effectifs, leur qualification ou encore la course à la rentabilité.

16.2.1. Les faits : Gravelines 1, août 1989; Dampierre 1, juillet 1989

Le 16 août 1989, une anomalie de fonctionnement des trois soupapes de sécurité du circuit primaire est mise en évidence sur la tranche n°1 de la centrale de Gravelines. Ces soupapes sont destinées à protéger le circuit primaire contre les surpressions incidentelles ou accidentelles. Ce sont des soupapes pilotées, c'est-à-dire que leur ouverture est commandée par la pression transmise par un circuit auxiliaire, le pilote. Réglementairement, ces soupapes doivent être testées chaque année, et c'est lors d'une de ces vérifications que l'anomalie a été découverte. La vérification du bon tarage des soupapes s'effectue à l'arrêt de la tranche, en pressurant le pilote avec un banc d'essai. Pour cela, on isole la partie amont de la soupape en remplaçant une vis trouée par une vis pleine. Or lors de la vérification faite à Gravelines pendant l'arrêt annuel précédent, en juin 1988, les vis pleines ont été laissées en place sur les trois soupapes de la tranche. Pendant 15 mois, le réacteur a donc fonctionné dans une situation de sûreté dégradée, la protection du circuit primaire étant insuffisante puisque les soupapes ne se seraient ouvertes automatiquement en cas de besoin qu'avec retard et à des pressions plus élevées que la normale.

Dès le lendemain de la découverte de cet incident, EDF procède au contrôle systématique des circuits de protection du circuit primaire de l'ensemble des réacteurs, contrôle qui ne décèlera aucune autre anomalie. Dans les jours qui suivent, le chef du Service de la Production Thermique d'EDF lance une enquête pour tirer les leçons de cet incident. « Cette enquête (...), conclue son responsable à EDF, met en lumière un grand nombre d'anomalies à caractère générique, c'est-à-dire susceptibles de se reproduire tant à Gravelines que dans les autres CNPE. Qu'il s'agisse de l'absence de procédure, d'une formation insuffisante des intervenants, de l'absence de contrôle, ... toutes ces anomalies avaient en facteur commun l'insuffisance de culture de sûreté des agents de maintenance.»⁹⁷⁴ Alors qu'il évoque très clairement des problèmes à caractère organisationnel comme origine des incidents, c'est sur la « culture de sûreté » défailante des agents qu'il rejette en fin de compte la responsabilité. Cette façon d'analyser les causes explique la réponse « qualitative » qui sera apportée dans un premier temps par le SPT privilégiant une meilleure prise de conscience de la sûreté et non pas une réorganisation structurelle. Cette façon de voir sera vivement critiquée par les

⁹⁷⁴ Jean-Jacques Mira, « L'incident des soupapes SEBIM », in : Laroque, op. cit., p. 124. Jean-Jacques Mira, adjoint du chef du SPT Lucien Berton, était chargé de cette enquête.

observateurs. Après avoir mené sa propre inspection sur place le 22 août, le SCSIN conclue pour sa part que «l'anomalie était due à plusieurs insuffisances dans l'organisation de la qualité. Il s'agit donc essentiellement de problèmes d'organisation et non d'une erreur humaine.»⁹⁷⁵

Etant donné sa gravité potentielle, le SCSIN classe cet incident au niveau 3 de l'échelle de gravité. Il s'agit là du premier «niveau 3» depuis l'instauration de l'échelle de gravité en avril 1988, le deuxième depuis le début du fonctionnement du parc nucléaire français, après l'incident de Bugey 5 en 1984. Un tel classement a un effet désastreux auprès de l'opinion et des médias, mais ce n'est pas la seule sanction de l'incident. Le rapport d'activité du SCSIN pour l'année 1989 tient à souligner les suites judiciaires de l'affaire : «Par ailleurs, la DRIR Nord-Pas-de-Calais a dressé un procès verbal à l'exploitant de Gravelines en application de l'article 43 du 26 février 1974 relatif à la réglementation des appareils à pression aux chaudières nucléaires à eau. Cet article demande en effet que l'utilisateur s'assure par une surveillance constante du bon fonctionnement des soupapes. Or celles-ci se trouvaient dans un état dégradé depuis août 1988. Il s'agit d'une proposition de sanction pénale qui dans l'esprit est destinée à l'exploitant dans son ensemble (même si elle implique personnellement le chef du centre de production nucléaire).»⁹⁷⁶

L'incident de Gravelines ne pouvait manquer de rappeler celui survenu un mois plus tôt, en juillet 1989 sur la tranche N°1 de la centrale de Dampierre. Au cours d'une intervention dans le bâtiment réacteur, on constatait la présence anormale de bouchons sur un circuit de sûreté servant à assurer un brassage de l'air de l'enceinte de confinement et le piégeage de l'hydrogène pour éviter en particulier les risques d'explosion en cas d'accident. Là encore, les deux bouchons détectés avaient été installés pour procéder au contrôle de l'étanchéité de ce circuit lors de l'arrêt annuel, et ils auraient dû être retirés avant le redémarrage en décembre 1988. Le réacteur avait ainsi fonctionné pendant plus de six mois avec un circuit de sauvegarde indisponible, même si ce circuit n'est nécessaire qu'en cas d'accident de faible probabilité. Cet événement avait été classé au niveau 2 par le SCSIN.

16.2.2. Le jugement de l'autorité de sûreté

Les incidents de l'été 1989 ne font que donner plus de poids à l'un des dossiers sur lesquels l'autorité de sûreté avait décidé de mettre l'accent. En effet, lors de la présentation publique de son rapport 1987 lors de la réunion du Conseil supérieur du 27 octobre 1987, le SCSIN avait énuméré quelques grands dossiers qui devaient selon lui passer au premier plan dans un avenir proche. Parmi ces dossiers, le SCSIN citait :

- l'amélioration de la qualité au cours des arrêts de tranche et des redémarrages, afin de réduire le nombre d'incidents pendant ces périodes particulières de l'exploitation;
- l'amélioration de la maintenance et des essais périodiques;

⁹⁷⁵ SCSIN, Rapport d'activité 1989, p. 78.

⁹⁷⁶ Ibid., p. 65.

- la mise en place sur l'ensemble du parc des modifications dont la nécessité a été révélée par un incident survenu sur une tranche;
- l'anticipation d'une défaillance possible d'un matériel.

En effet, lors du débat à cette séance du conseil, on avait évoqué un incident qui s'était produit le 20 octobre 1986 à Blayais 3 et qui aurait dû servir d'exemple. Au cours de cet incident, des anomalies rendant indisponibles la fonction de sauvegarde d'injection de sécurité étaient signalées mais pas repérées par l'équipe de quart lors du redémarrage; elles le furent par l'Ingénieur Sûreté-Radioprotection. Déjà, le responsable d'EDF se disait préoccupé par les incidents qui se produisaient au redémarrage. Il estimait qu'une lacune avait été comblée en 1986 par la mise en place de spécifications techniques applicables pendant les arrêts de tranche, qui permettaient de s'assurer que les matériels qui jouent un rôle dans la sûreté sont effectivement disponibles et en état de fonctionnement. Un plan d'action sur la maintenance avait d'ailleurs été lancé en 1988 par EDF, illustrant la volonté de l'exploitant d'améliorer la situation. Mais la tâche n'est pas sans présenter des difficultés car la maintenance comporte des actions nombreuses et complexes, qui plus est, l'essentiel des opérations de maintenance s'effectue au cours des périodes d'arrêt de tranche, dont EDF essaie de diminuer la durée : chaque jour d'arrêt d'une tranche représente un enjeu financier considérable. Les événements de Gravelines et Dampierre allaient mettre en évidence la nécessité de passer à la vitesse supérieure. Car après ces deux incidents de l'été, d'autres défaillances de maintenance allaient être mises en évidence, soit par l'exploitant lui-même, soit par les inspecteurs des INB.⁹⁷⁷

Les opérations de maintenance peuvent susciter une inquiétude légitime, car, mal effectuées, elles peuvent introduire un risque de mode commun de défaillance : une intervention simultanée sur des systèmes de sécurité redondants peut conduire à une indisponibilité de tous les matériels de sûreté destinés à assurer une même fonction de sûreté, court-circuitant ainsi les défenses prévues à la conception. Or, comme le précise le rapport annuel du Service central, «la sûreté du réacteur repose sur la notion de défaillance unique : après une première défaillance à l'origine d'un incident, la conception du réacteur ne prend en compte qu'une seule défaillance supplémentaire des systèmes de sûreté. Ainsi, la conception du réacteur ne le protège pas intégralement contre les erreurs multiples de maintenance.»⁹⁷⁸ Le SCSIN poursuit par une comparaison frappante qui sonne comme un rappel à l'ordre : «L'accident de Tchernobyl, comme celui de TMI, ont montré qu'un accident grave résultait généralement d'une série d'erreurs a priori sans conséquence, mais qui, cumulées, mettaient en défaut les protections du réacteur.»⁹⁷⁹

C'est pourquoi le SCSIN juge que ces défaillances dans les opérations de maintenance sont «inacceptables». «Même si ces événements n'ont eu aucune

⁹⁷⁷ En septembre 1989, c'est la découverte à Tricastin 1, lors d'un essai, de l'indisponibilité du circuit de décompression de l'enceinte à travers des filtres à sable. L'orifice d'un diaphragme n'avait pas été percé à travers le fonds plein qui avait permis l'essai du circuit en pression.

⁹⁷⁸ SCSIN, Rapport d'activité 1989, p. 65.

⁹⁷⁹ Ibid.

conséquence ni sur l'environnement ni sur la population, ils représentent en effet, si les causes se perpétuent, une menace potentielle pour la sûreté des installations. Celle-ci ne peut être écartée que par certaines remises en cause au sein du service de la production thermique. A cet effet, le ministre de l'industrie et de l'aménagement du territoire et le secrétaire d'Etat auprès du Premier ministre, chargé de l'environnement et de la prévention des risques technologiques et naturels majeurs ont demandé au directeur général d'EDF de prendre des mesures afin d'éviter le renouvellement de ces incidents.»

980

Les critiques du SCSIN sont effectivement reprises par les ministres de tutelle. Par lettre du 19 septembre 1989, les ministres demandent à EDF d'engager une analyse critique de l'ensemble de l'organisation et des moyens mis en œuvre pour assurer la qualité des opérations de maintenance. Pour le SCSIN, le traitement en profondeur passe par l'amélioration de la définition des opérations de maintenance dont les plus importantes doivent être définies au niveau central et appliquées ensuite à l'ensemble du parc. Sont également préconisés le renforcement de la préparation et du suivi des opérations confiées à des prestataires lors des arrêts de tranche, l'amélioration du retour d'expérience qui soit rendu plus rapide et exhaustif, et le renforcement du poids des structures destinées à assurer la sûreté à l'intérieur des centrales. Le SCSIN ajoute une exigence de moyens : «De plus, et même si une telle décision relève clairement de la responsabilité d'EDF, la mise en œuvre de ces différentes orientations nous paraît devoir s'accompagner d'une augmentation (éventuellement par des redéploiements internes) des moyens affectés aux tâches précitées.»⁹⁸¹ Pour la période transitoire qui précède la réalisation de ces actions, le SCSIN demande que lui soient proposées des mesures à court terme (dites mesures compensatoires) qui soient applicables dès le 1er janvier 1990.

16.2.3. Les incidents de maintenance en débat au CSSIN

Deux réunions du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires permettent de suivre la progression du dossier de l'amélioration de la maintenance à EDF.

La première réunion a lieu le 28 novembre 1990, quelques mois après qu'EDF a présenté ses réflexions dans un rapport (connu sous le nom de rapport «Noc») et mis en place depuis janvier 1990 un certain nombre de mesures immédiates. La deuxième partie de la réunion du Conseil qui est consacrée à ces questions en fait une séance mémorable. Le compte-rendu⁹⁸² est particulièrement révélateur du climat de tension ambiant : Pierre Carlier, le chef du SPT⁹⁸³ d'EDF venu présenter son plan d'action, est vivement critiqué de toutes parts, ce qui fait date dans les réunions du conseil, habituellement plus ou moins consensuelles. Que ce soient les représentants des organisations syndicales (CGT surtout, mais aussi CFDT, FO), les représentants du

⁹⁸⁰ Ibid.

⁹⁸¹ Ibid., p. 66.

⁹⁸² Archives CSSIN. Compte-rendu de la quinzième séance du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires, 24 p.

Ministère de l'Industrie (le directeur du SCSIN) et du Ministère de la Santé (le directeur du SCPRI), tous critiquent (ou)vertement EDF. Un journaliste présent remarque même que l'impression qui se dégage des débats est que la situation de la maintenance à EDF est catastrophique, le tableau dressé pessimiste. Tout en notant qu'il sait que dans la réalité les choses ne sont pas conformes à cette image, il constate que des paroles extrêmement dures ont été prononcées au cours de la séance envers EDF et que c'est la première fois, en plusieurs années «qu'il entend des choses pareilles». Et il est vrai qu'à la fin de la discussion, le président du Conseil constatant qu'il est impossible en l'état de prendre une résolution, propose que le Conseil rediscute de ce problème à la prochaine réunion. Il suggère de créer dans l'intervalle un groupe de travail avec des représentants d'EDF et du Conseil, ce qui revient de fait - et c'est un petit événement dans l'histoire du Conseil - à demander à EDF de revoir sa copie.

Quelques mois plus tôt, dans une lettre au SCSIN datée du 3 janvier 1990, EDF avait fourni une liste de mesures pour remédier aux problèmes de maintenance, qui portaient essentiellement sur la culture de sûreté des intervenants, l'organisation, la qualité des dossiers d'intervention et la qualité du contrôle et du suivi. Mais les différentes inspections menées par l'Administration ou l'inspection nucléaire interne d'EDF devaient constater l'insuffisance de ces mesures qui n'avaient pas entraîné d'amélioration significative : de l'aveu même d'EDF, ces mesures n'avaient permis d'obtenir une maintenance satisfaisante que sur 40 % des centrales. De plus, de nouveaux incidents survenaient, en particulier à Dampierre 1 en septembre 1990, où au cours du redémarrage, les opérateurs découvraient que les capteurs de débit des trois lignes vapeur étaient isolés par suite d'une requalification incomplète. La cause était attribuée à une suite d'erreurs humaines provoquées par une trop grande parcellisation des tâches et des responsabilités, au niveau de l'intervenant comme de l'exploitant. Cela conduisait le SCSIN à demander en octobre un renforcement de ces mesures compensatoires.⁹⁸⁴

Pour le plus long terme, au-delà des mesures compensatoires, un certain nombre d'orientations avaient été élaborées par le SPT d'EDF suite à la demande du Directeur Général. Deux missions d'enquête et un groupe ad hoc proposaient des mesures, approuvées en juin 1990 par l'établissement. Ces mesures étaient transmises au SCSIN, puis analysées par l'IPSN. Elles avaient fait l'objet de deux réunions du Groupe Permanent avant d'être présentées au CSSIN en novembre. Dans l'esprit d'EDF, ces mesures avaient plusieurs objectifs : clarifier les responsabilités et réduire la parcellisation des tâches; développer les fonctions de contrôle; créer un potentiel d'ingénierie de

⁹⁸³ Il s'agit de Pierre Carlier. Il a succédé à Lucien Bertron à la tête du Service de la Production Thermique en octobre 1989. Ingénieur diplômé de l'Institut industriel du Nord et de l'Institut des Sciences et Techniques Nucléaires de Saclay, Pierre Carlier a débuté sa carrière à EDF en 1963 dans le charbon. Il passe au nucléaire en 1971 lors du démarrage de Chinon A2 (UNGG). De 1976 à 1988, il a été successivement responsable de la tranche 1, puis chef adjoint puis chef du site de Bugey.

⁹⁸⁴ Ces demandes d'amélioration portent sur : 1/ l'analyse et le traitement des anomalies avant redémarrage; 2/ la surveillance par les centrales des différents prestataires et la formalisation de plans «qualités»; 3/ le suivi des interventions sur des matériels redondants; 4/ la requalification systématique de tous les matériels importants ayant subi une intervention; 5/ la gestion des outillages provisoires utilisés durant l'arrêt de tranche et plus généralement la nécessité que les centrales prévoient une certaine souplesse dans les calendriers d'arrêt de tranche et une période de reprise en main des installations pour vérification des matériels.

maintenance; élever le niveau culturel des agents et créer un centre de formation spécifique; créer des structures permanentes d'arrêt de tranche.

Pendant ces mesures allaient être jugées insuffisantes par l'autorité de sûreté. Si certaines réflexions sont jugées intéressantes, le SCSIN estime que les mesures préconisées pèchent sur deux points fondamentaux. En premier lieu, la qualité de la maintenance passe par des moyens et du temps, et il n'y a pas de propositions quantifiées, précises dans le dossier d'EDF sur ce sujet. En particulier, au cours des arrêts de tranche, période au cours de laquelle s'effectue la quasi-totalité de la maintenance, le SCSIN estime qu'une centrale doit prendre une période de temps pour vérifier le bon déroulement des opérations de maintenance et la disponibilité de tous les matériels et systèmes de sauvegarde. En second lieu, les mesures avancées par EDF concernent les centrales et non les services centraux, ce qui ne répond pas à l'absence de contrôle hiérarchique suffisant à EDF : selon le SCSIN, les centrales sont partiellement livrées à elles-mêmes car les services centraux ne sont pas disponibles pour remplir pleinement leur rôle de définition de la doctrine, leur rôle de conseil et leur rôle de contrôle. EDF doit se doter d'un ensemble de contrôleurs du niveau central vers le niveau local. Cette insuffisance de contrôle est illustrée par le fait jugé tout à fait anormal que c'est parfois le SCSIN qui découvre les anomalies, alors qu'elles devraient être détectées au sein de l'établissement EDF.

Ce dernier point appelle une remarque de fond : dans l'esprit de l'organisation de la sûreté en France, on considère depuis le début que les Pouvoirs Publics sont là non pas pour exercer un contrôle exhaustif mais pour vérifier que l'exploitant travaille et s'autocontrôle bien. C'est pourquoi les organismes de sûreté français ont été dotés de moyens plus modestes que ceux existant à l'étranger. Cette conception reposait sur l'hypothèse que les exploitants avaient des structures internes de contrôle fortes. C'est pourquoi le constat que ces structures internes fortes n'existent pas au sein d'EDF pourrait signifier qu'il faut passer à un volume de contrôle des Pouvoirs Publics comparable à celui pratiqué par exemple aux Etats-Unis, où un très grand nombre d'inspecteurs résident en permanence aux côtés des exploitants. Si l'on veut éviter cette évolution, qui est considérée comme une dérive par le Service central, il faut qu'EDF mette en place des structures de contrôle fortes. Or, constate le SCSIN, dans ses propositions, EDF n'avance aucun chiffre permettant de quantifier son effort de contrôle interne.

C'est la définition des moyens qui posera le plus de difficultés entre EDF et le SCSIN. A côté des mesures à court terme dont l'expérience a montré que l'application n'avait pas été pleinement convaincante, les mesures à long terme sont jugées intéressantes sur le plan de la réflexion, mais peu précises ni quantifiées. Les débats deviennent même venimeux sur la question récurrente de savoir si l'autorité de contrôle doit se contenter de parler d'objectifs ou si elle doit aussi se préoccuper des moyens. En effet, dans l'esprit de la réglementation technique de l'administration française, c'est l'exploitant qui est responsable de la sûreté : il est laissé libre des moyens, du «comment faire», pour atteindre les objectifs fixés par la réglementation. Or la limite entre moyens et objectifs est parfois théorique. Le SCSIN estime en l'occurrence que son rôle englobe les deux aspects : il doit définir les objectifs, mais il doit aussi, sur la base des moyens proposés

par EDF, voir si ces moyens sont de nature à atteindre les objectifs.

La séance suivante du Conseil Supérieur qui se tient le 19 février 1991 se déroule de façon moins orageuse pour le chef du SPT d'EDF qui expose les mesures concrètes prises par son service pour répondre aux différents points d'interrogation soulevés lors de la précédente réunion.⁹⁸⁵

Après avoir rappelé la volonté du SPT de mettre sur pied un «management adapté» passant par la décentralisation des responsabilités, son chef présente la réforme des services centraux, dont il précise qu'ils comptent déjà 500 personnes. Cette réforme passe par un allègement des tâches du SPT, compensée par l'augmentation de l'ingénierie sur sites et l'augmentation du nombre d'ingénieurs consacrés à l'analyse et à l'expertise : 5 ingénieurs constitueront une division «générateurs de vapeur», 5 seront chargés d'étudier un nombre limité de lignes politiques, un groupe de coordination des demandes venant des sites sera institué, 2 ingénieurs formeront un observatoire de sûreté, le nombre d'ingénieurs chargés du contrôle externe passera de 16 à 26. Sur les sites nucléaires, il est prévu de renforcer l'ingénierie afin de désengorger les services centraux par le recrutement de 200 ingénieurs sur 2 ans, plus la formation de 400 contrôleurs en plus des 300 existants pour l'année 1991, et de 250 supplémentaires pour l'année 1992. Par ailleurs, la structure d'arrêt de tranche, période au cours de laquelle s'effectue la quasi totalité de la maintenance, sera maintenue toute l'année, tandis qu'une commission sera chargée de donner son aval au redémarrage de l'installation au vu des résultats des essais de requalification et des analyses. En ce qui concerne les prestataires extérieurs, un cahier des charges renforcé sera défini. Enfin, au niveau de la formation, une approche «sûreté» sera enseignée, notamment au travers de stages.

Ces propositions d'EDF montrent la progression du dossier, en particulier en termes de moyens : le SCSIN avait en effet exigé depuis le mois de novembre une définition plus contractuelle et plus précise des moyens et de la façon de les utiliser. A l'issue de cette deuxième réunion en trois mois consacrée à la maintenance à EDF, le Conseil Supérieur émet un avis, qui fait état de l'avancement du dossier, mais émet un certain nombre de recommandations fermes. Le Conseil supérieur attend de juger sur pièce de la réelle efficacité des réformes proposées par EDF :

«Le CSSIN a examiné le 28 novembre puis le 19 février un dossier relatif aux centrales nucléaires, et aux actions mises en place par Electricité de France afin d'améliorer la qualité de la sûreté des opérations de maintenance. Même si les différents incidents survenus n'ont entraîné aucune conséquence ni sur la population ni sur l'environnement, il souligne l'importance qu'il convient d'attacher aux opérations de maintenance qui, si elles sont mal réalisées, peuvent conduire, entre autres, à l'indisponibilité de plusieurs matériels de même type et à un incident de mode de commun. De tels incidents, qui se reproduisent de façon similaire dans le temps, ne peuvent et ne doivent pas être considérés comme le résultat d'erreurs humaines ponctuelles, mais comme le produit de défaillances d'organisation qu'il convient de corriger aussi rapidement que possible. Dans ce contexte, il a pris connaissance des premières mesures mises en place depuis 1990 dans les centrales en l'attente de réformes plus importantes. Il note que leur

⁹⁸⁵ Archives CSSIN. Compte-rendu de la vingtième séance du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires, 26 p.

efficacité ne s'est avérée que partielle et souligne la nécessité de les renforcer. Il souligne la nécessité de renforcer la préparation des opérations de maintenance grâce notamment à l'élaboration des plans qualité-sûreté. Il apparaît en outre nécessaire que les centrales prévoient, avant nouvelle divergence, une période consacrée à la reprise en main des installations qui leur permettent de s'assurer de la bonne fin de toutes les opérations réalisées durant l'arrêt de tranche ainsi que de la disponibilité réelle des matériels et systèmes de sauvegarde. Il apparaît de plus nécessaire que les mesures annoncées par Electricité de France pour renforcer la surveillance de ses prestataires soient effectivement mises en œuvre dans les meilleurs délais dans le respect de la réglementation : mise en place effective de contrôleurs de travaux, amélioration du contrôle exercé lors de l'acceptation initiale des entreprises prestataires. Il a par ailleurs entendu les propositions de réformes plus profondes décidées par Electricité de France pour accroître l'assurance de la qualité de la maintenance. Même si leur mise en œuvre ne peut être réalisée que progressivement, il estime qu'elles devraient contribuer à améliorer le niveau de sûreté des opérations de maintenance et qu'elles traduisent une réelle volonté de progresser d'une part en améliorant l'organisation, et d'autre part en accroissant les moyens de contrôles à tous les stades. Dans ce cadre, il appartient au service de la production thermique de veiller à l'existence effective d'un important noyau de cohérence entre les actions menées par les différents sites. Il note qu'EDF va ainsi renforcer les moyens affectés aux actions d'inspection interne et qu'EDF va veiller au suivi des conclusions qui en ressortent. Enfin, le conseil ne peut évidemment se prononcer dès maintenant sur l'efficacité réelle de ces réformes, et en particulier sur la bonne adéquation des moyens mis en place. Il souhaite que ce dossier lui soit présenté à nouveau dans un an afin d'apprécier l'efficacité des premières mesures mises en œuvre par Electricité de France.»⁹⁸⁶

De toute façon, chacun est conscient que ce sont là des mesures qui mettront du temps avant de porter leurs fruits : EDF prévoit qu'elles devraient être pleinement efficaces vers 1995. Le SCSIN suivra le dossier de façon attentive, avec ses inspecteurs, pour s'assurer notamment que les sites appliquent de façon homogène ces réformes (en particulier sur l'analyse des risques liés aux interventions et les parades mises en œuvre, la vérification des matériels et la surveillance des prestataires). Le bilan de la réforme sur la qualité de la maintenance présenté fin 1995 par EDF à la DSIN confirme aux yeux de cette dernière le bien fondé de la réforme, puisque en particulier, il a été observé une baisse notable des incidents significatifs dont l'origine est attribuable à la maintenance.⁹⁸⁷ La rubrique concernant la maintenance disparaît d'ailleurs du Rapport d'Activité 1996 de la DSIN. Par contre, le facteur humain et la surveillance des prestataires continuent d'être un sujet de préoccupation.

16.2.4. Une appréciation différente des problèmes ?

⁹⁸⁶ Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires, «Avis sur le programme d'amélioration de la maintenance proposée par EDF suite aux incidents survenus dans les centrales nucléaires durant l'été 1989», reproduit dans le Bulletin SN, N°79, avril 1991, p. 12.

⁹⁸⁷ Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'Activité 1995, p.156.

Les incidents de maintenance de l'été 1989 font l'objet d'une critique sévère d'EDF de la part de l'administration : «Dans les semaines qui ont suivi ces incidents, s'est développé chez certains interlocuteurs un discours minimisant l'importance des problèmes et désignant l'obligation de transparence comme cause, responsable de tous les maux : de tels incidents auraient toujours existé et seul l'emploi de l'échelle de gravité les aurait mis sur la sellette. Il est vrai que de tels incidents, surtout dans les périodes de démarrage, avaient pu être constatés lors des années précédentes et avaient déjà fait l'objet de diverses demandes du SCSIN. Leur nombre et leur gravité n'avaient cependant jamais constitué une telle accumulation.»⁹⁸⁸ La critique formulée par le SCSIN porte d'autant plus qu'elle est exprimée publiquement dans le rapport d'activité.

De son côté, l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire d'EDF affirme que la tendance de certains chez EDF à minimiser ces problèmes, si elle existe, est effectivement inacceptable : dans son rapport annuel, Pierre Tanguy affirme qu'EDF ne prend pas à la légère les insuffisances constatées au niveau de la maintenance. Il reconnaît que la capacité d'anticipation d'EDF n'a pas toujours été à la hauteur (notamment sur les grappes de commande), mais il n'approuve pas la formulation du rapport d'activité du SCSIN à propos des incidents, «leur nombre et leur gravité n'avaient cependant jamais constitué une telle accumulation». Cette présentation donne selon lui une image catastrophique de la situation, alors que des indicateurs chiffrés permettant d'évaluer la situation seraient beaucoup plus utiles. Il juge qu'il serait également positif d'indiquer à l'opinion les points sur lesquels l'autorité de sûreté a imposé ses vues et ceux sur lesquels l'exploitant a anticipé et l'a informée des problèmes. Il craint que les critiques très dures du SCSIN conduisent à faire perdre la confiance du public à l'égard d'EDF de manière parfois injustifiée.

Pierre Tanguy, s'il émet lui aussi des critiques quant à l'organisation interne d'EDF, relativise l'importance accordée médiatiquement à ces incidents. De son point de vue, l'attribution d'un niveau 3 pour l'anomalie de Gravelines n'est pas justifiée : si elle a été considérée initialement comme potentiellement très significative pour la sûreté, une analyse effectuée depuis montre, à son avis, qu'elle «devrait être «déclassée» au niveau 2, car les sécurités étaient restées opérationnelles»⁹⁸⁹ : «Des études et des essais ont pu montrer que les soupapes se seraient toujours ouvertes, à des pressions supérieures aux pressions normalement prévues certes, mais que l'intégrité du circuit primaire n'aurait pas été mise en cause. Il ne s'agissait donc pas d'un «presqu'accident», comme on pouvait initialement le penser, mais tout au plus d'une défaillance dans l'organisation qualité entraînant un affaiblissement significatif de la défense en profondeur, justiciable d'un niveau 2.»⁹⁹⁰ De plus, Tanguy rappelle qu'une mission internationale commandée par le SCSIN sur l'incident de Gravelines a conclu qu'il devait être classé au niveau 2 de l'échelle internationale INES.⁹⁹¹ Plus loin dans son rapport annuel, Tanguy critique

⁹⁸⁸ Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'Activité 1989, p. 66.

⁹⁸⁹ Pierre Tanguy, Sûreté Nucléaire 1989, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF-Direction Générale, 1989, p. 6.

⁹⁹⁰ Ibid., p. 24.

«l'utilisation de l'échelle de gravité comme instrument de pression du SCSIN sur EDF [qui lui] paraît un détournement d'un outil qui ne sera un bon vecteur médiatique que s'il s'appuie sur la vérité technique.»⁹⁹² L'échelle de gravité est mise en place depuis un peu plus d'un an, ce qui donne un retentissement médiatique renforcé aux événements qui y sont classés. Par ailleurs, la mise en place de l'échelle fait que de nombreux incidents - qui existaient auparavant - sont désormais déclarés, ce qui donne l'impression d'une accumulation, d'une augmentation du nombre d'incidents, alors que la situation resterait identique. Seule la médiatisation change, pas la réalité technique, ce qui explique le désappointement vécu du côté des centrales où on joue la transparence mais où on ne se sent pas payé en retour. Seul reste présent le nombre d'incidents, indépendamment de leur gravité, alors que l'échelle était destinée à pondérer auprès du grand public et des médias l'importance relative des différents incidents.

Pour l'inspecteur général, il ne faut pas perdre de vue que le niveau général est bon et donc qu'il est difficile d'améliorer la situation, ce qu'il préconise également. Mais il demande à ce qu'on ne perde pas de vue la signification du point de vue sûreté des événements. Lors d'une séance du Conseil Supérieur qui tire un bilan des mesures d'amélioration de la maintenance en février 1991, il rappelle ces principes de base de la sûreté : les centrales ont été conçues en sachant qu'il y aurait des erreurs au cours du projet, au niveau des bureaux d'étude, de la construction et de l'exploitation. Ces erreurs échapperont au contrôle aussi performant soit-il, et ceci a été pris en compte par les concepteurs depuis les années 50. C'est pourquoi la sûreté ne repose pas sur une seule ligne de défense. Il explique que dans l'incident de Gravelines par exemple, un bouton manuel permet d'ouvrir la soupape si un défaut empêche le fonctionnement automatique. La pression peut également être réduite par le système d'aspersion au pressuriseur.⁹⁹³ Des erreurs sont inévitables, mais somme toutes, elles sont très rares, affirme Pierre Tanguy qui cite les taux de défaillances très faibles chez les professionnels : en moyenne pour les agents de maintenance d'EDF, une erreur est commise tous les 25 ans; dans les domaines où on fait plus d'erreurs comme chez les automaticiens, il y a une erreur de professionnalisme tous les 10 ans conduisant à un incident classé dans l'échelle de gravité. Pour les mécaniciens c'est tous les 100 ans, ce qu'il juge «dérisoire». Les agents sont donc de bons professionnels. L'amélioration de la maintenance n'est donc pas une question de professionnalisme des intervenants.

Il faut noter que les incidents de maintenance surviennent dans un contexte plus général de réforme du Service de la Production Thermique d'EDF. A la suite des incidents, Pierre Tanguy a été chargé d'une mission «effectifs», qui constitue avec le Rapport «Noc» une des bases de la future réforme du SPT.⁹⁹⁴ Parmi les conclusions de ces rapports, un des points sensibles de l'organisation de la maintenance est l'activité de

⁹⁹¹ Ibid., Rapport de synthèse, p. 10.

⁹⁹² Ibid., p. 13.

⁹⁹³ Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires, Compte-rendu de la séance du 19 février 1991, p. 7.

⁹⁹⁴ Pour le contenu de ces réformes, Cf. Dominique Larroque, op. cit., pp. 259-283.

contrôle : la notion de contrôle est mal perçue, à la fois par les contrôleurs et les contrôlés, ressentie comme une perte de compétence. L'instauration d'un métier de contrôleur se heurte à une vieille tradition au SPT qui privilégiait l'auto-contrôle. Plus généralement, sont mises en évidence les difficiles relations entre les services «fonctionnels» et les services «opérationnels», faisant écho aux problèmes entre tâches du ressort des sites et tâches à la charge des services centraux. L'organisation traditionnelle du SPT est également mise en cause pour expliquer les difficultés à accepter la coordination et la centralisation nécessaire à l'exploitation d'un vaste parc.

Ce sont bien des problèmes de facteurs humains qui sont soulevés. Ce ne sont plus seulement des problèmes techniques, mais des problèmes organisationnels, managériaux, de relations sociales dans l'entreprise.

Une parenthèse s'impose. La réorganisation de la maintenance s'insère dans un projet plus global de réforme du SPT que combattent les syndicats⁹⁹⁵ : derrière l'accent mis sur le professionnalisme par la direction, ils dénoncent la transformation des employés EDF en contrôleurs, en managers, alors que l'exécution serait confiée à des prestataires n'ayant pas le même statut. Ils rejettent les recettes de gestion des ressources humaines et les discours sur le projet d'entreprise dispensés par la hiérarchie en lieu et place d'une véritable formation scientifique et technique. Un des facteurs cité par les syndicats pour expliquer les problèmes au niveau de la maintenance est la «course permanente» à laquelle sont soumis les salariés : «il faudrait avoir terminé les révisions avant même d'avoir commencé», dénonce la CGT. «Cette cavalcade permanente» conduit à un recours massif à la sous-traitance en cascade, à la dégradation des conditions de travail et de la sûreté. La sous-traitance est considérée comme un «véritable fléau», en plus «d'un transfert de compétences particulièrement grave». «Ce n'est pas d'agents EDF qui soient de bons contrôleurs dont la sûreté a besoin. Comment intervenir lorsque l'on ne connaît plus le matériel dans son détail pour l'avoir démonté, expertisé, réparé puis remonté ? Qui sera en capacité d'intervenir d'urgence demain sur un incident, en dehors de la présence du constructeur ou du prestataire de service ? »⁹⁹⁶ Le syndicat CGT s'appuie dans sa dénonciation de la politique du SPT sur le rapport de Tanguy qui indique «qu'il faut se libérer de la pression du temps».

A la suite de l'accident de Three Mile Island, c'est essentiellement sur la conception des systèmes, sur le contenu de certaines procédures ou l'interface homme-machine que les efforts avaient porté. Du côté de l'exploitant, c'est donc surtout la conduite des installations qui avait reçu une attention particulière. Pierre Carlier, chef du Service de la Production Thermique d'EDF de 1989 à 1994, précise en 1991 que ces modifications avaient concerné les 3 000 personnes impliquées dans la conduite des installations et s'étaient étalées sur cinq ou six ans. Pour le programme lancé début 1991 à la suite des incidents de maintenance de l'été 1989, ce sont cette fois près de 20 000 personnes qui sont concernées : 10 000 au sein d'EDF, 10 000 chez les constructeurs et les entreprises

⁹⁹⁵ Cf. le dossier de presse intitulé «Sûreté Nucléaire», de la FNE CGT, distribué lors de la conférence de presse du 29 juin 1990.

⁹⁹⁶ Ibid.

prestataires.⁹⁹⁷

16.3. Péripéties autour des réacteurs à neutrons rapides Superphénix et Phénix

Parallèlement aux problèmes rencontrés sur les réacteurs à eau, les réacteurs de la filière à neutrons rapides allaient également être victimes d'incidents conduisant l'autorité de sûreté à prendre une position ferme à l'égard des exploitants.

16.3.1. La fuite du barillet de Superphénix en 1987

Le premier incident est une fuite de sodium détectée en avril 1987 sur le barillet de transfert et de stockage du combustible de Superphénix⁹⁹⁸. Le défaut à l'origine de la fuite est une fissure horizontale d'une longueur de l'ordre de 60 cm ayant provoqué un débit de fuite allant jusqu'à 40 litres par heure. Cet incident conduira le SCSIN et à sa suite le ministre de l'industrie à refuser en décembre 1987 leur accord au redémarrage de l'installation, malgré un avis favorable du groupe permanent d'expert.

A la suite de la fuite de sodium du barillet, le réacteur est arrêté le 26 mai 1987, sur décision de l'autorité de sûreté, mais seulement plusieurs semaines après la détection de la fuite, à cause d'un «délai de réaction excessif»⁹⁹⁹ de l'exploitant qui a tardé à informer l'administration. La fuite de sodium du barillet est analysée par le groupe permanent chargé des réacteurs le 13 novembre 1987. Sont particulièrement examinées la conception et la fabrication d'un certain nombre de matériels importants pour la sûreté. Il s'agit pour le Service central de s'assurer que les composants principaux comme la cuve, les enveloppes contenant le sodium des circuits primaire et secondaire ne sont pas susceptibles de défaillances semblables à celle du barillet. Les causes des défauts ayant entraîné la fuite ne sont pas connues à cette date, mais il ressort que l'organisation de la qualité et la qualité proprement dite de la fabrication de ce composant étaient insuffisantes. Cependant, estimant que les résultats des études ne remettent pas en cause la sûreté de l'installation, le groupe permanent donne un avis favorable au redémarrage. C'est ce premier avis qui n'est pas suivi par l'autorité de sûreté. En décembre 1987, le ministre chargé de l'industrie demande à l'exploitant de réexaminer certaines dispositions de sûreté du réacteur. Les points essentiels de la demande sont la qualité de conception et de fabrication des principaux composants du réacteur et en particulier la cuve principale¹⁰⁰⁰, la mise au point d'une procédure ultime (U4) permettant

⁹⁹⁷ RGN-Actualités, «Gérer la sûreté du parc électronucléaire. L'analyse de Pierre Carlier», Revue Générale Nucléaire, N°6, 1991, pp. 481-482.

⁹⁹⁸ La centrale Superphénix, implantée à Creys-Malville à une cinquantaine de kilomètres de Lyon et exploitée par la société NERSA, a été construite à partir de 1976. Elle a divergé pour la première fois le 7 septembre 1985 et a atteint la pleine puissance le 9 décembre 1986. C'est un prototype industriel de la filière des réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium, d'une puissance électrique de 1200 MWe.

⁹⁹⁹ Selon les termes du Rapport d'activité 1992 de la DSIN, p. 97.

de faire face à une éventuelle fuite de la cuve principale du réacteur, et la définition de nouveaux moyens de manutention pour remplacer le barillet défailant.

L'instruction technique durera vingt mois.¹⁰⁰¹ Un travail considérable a été effectué par le CEA et EDF ainsi que par les analystes experts du SCSIN. Pour vérifier si la qualité de réalisation était discutable, il a fallu relire les dossiers de fabrication et surtout relire les 25.000 radiographies des pièces. Sur les 2 500 radiographies prises initialement sur la cuve principale, la relecture a révélé une quinzaine d'indications, dont 9 avaient été identifiées lors de la fabrication. Sur les six nouvelles indications, deux ont une longueur significative. Du côté d'EDF et du CEA, un robot spécial a été développé (le MIR ou Module d'Intervention pour les Réacteurs rapides) pour être introduit entre la cuve principale et la cuve de sécurité. Equipé de détecteurs, il doit pouvoir contrôler les soudures. Plusieurs centaines de modifications ont été réalisées, dont une vingtaine importantes. C'est le cas en particulier du système de détection de fuites de sodium, qui était trop sensible pour fonctionner en ambiance industrielle et provoquait trop d'alarmes intempestives. C'est ce qui explique que l'alarme du 7 mars 1987 n'avait pas été traitée suffisamment rapidement par les opérateurs.

Le redémarrage du réacteur est autorisé en janvier 1989. Après neuf mois de fonctionnement, le réacteur est arrêté (du 7 septembre au 14 avril 1990) pour des opérations normales de maintenance. A cette occasion, la DSIN demande à l'exploitant d'analyser pour la centrale de Superphénix les conséquences d'incidents de réactivité observés sur Phénix au cours des mois d'août et de septembre 1989.

16.3.2. Anomalies de réactivité sur Phénix de 1989 et 1990

Le 6 puis le 24 août, et à nouveau le 14 septembre, des arrêts automatiques se produisent en effet sur le réacteur Phénix à la suite d'une baisse anormale de réactivité dans le cœur.

Le réacteur est arrêté volontairement le 1er octobre par l'exploitant afin d'effectuer des investigations sur les causes de ces arrêts. Après avoir envisagé puis rejeté l'hypothèse de perturbations électromagnétiques des instruments de mesure neutronique

¹⁰⁰⁰ Le réacteur Superphénix comporte quatre cuves. La première est celle du barillet où des fissures ont été constatées, elle est en acier noir (15D3). La deuxième cuve est celle de rétention du barillet, avec la même nuance d'acier. On trouve ensuite la cuve principale du réacteur, qui est elle en acier inoxydable, et enfin la cuve de rétention de cette dernière, elle aussi en acier inoxydable. C'est l'acier 15D3 qui est considéré comme suspect. Trois facteurs déterminants ont été associés à la fissuration de la cuve : des contraintes résiduelles consécutives à des opérations de soudage, une sensibilité particulière de la nuance d'acier à la fragilisation par l'hydrogène et une charge mécanique importante fruit d'une erreur de conception.

¹⁰⁰¹ Le Groupe permanent se réunit le 16 juin 1988 pour examiner les solutions proposées par l'exploitant pour remplacer le barillet de stockage. Il se réunit à nouveau le 27 octobre 1988 pour examiner la demande de l'exploitant d'une autorisation de redémarrage de l'installation dans une première phase limitée, pendant la période des travaux de modification du barillet. Une nouvelle réunion du Groupe Permanent aura lieu le 13 juillet 1989 avec pour objet l'examen de la sûreté de la centrale de Creys-Malville en vue de la délivrance de l'autorisation de poursuivre l'exploitation de la centrale. Rappelons qu'une réunion du Groupe Permanent correspond à un grand examen de passage, préparée par un volumineux dossier rédigé par un rapporteur de l'IPSN. L'instruction technique au quotidien est menée par l'IPSN, et également par le BCCN pour les composants en acier comme le barillet ou la cuve.

du cœur, les recherches s'orientent vers l'hypothèse d'un passage d'argon sur le cœur, phénomène physique pouvant effectivement amener une baisse rapide de réactivité. Les tests effectués semblent montrer la validité de l'hypothèse, des fuites d'argon ayant été observées au niveau de purgeurs du circuit primaire (l'argon, gaz neutre, est utilisé au dessus des surfaces libres de sodium pour empêcher des entrées indésirables d'oxygène). Des purgeurs de conception différente seront installés. Au vu des examens et des améliorations apportées, le chef du SCSIN donne son accord, le 27 décembre 1989, pour le redémarrage de Phénix. Ces incidents seront classés au niveau 2 de l'échelle de gravité.

Mais un nouvel arrêt automatique se produit le 9 septembre 1990, à nouveau provoqué par une baisse anormale de réactivité dans le cœur, conduisant les autorités à «s'interroger sur l'efficacité des dispositions prises précédemment en fonction des hypothèses retenues, voire sur la validité même de ces hypothèses.»¹⁰⁰² Malgré les travaux d'un comité d'experts mis en place par le CEA, malgré l'analyse par l'exploitant et des recherches en vue d'acquiescer une meilleure connaissance du comportement neutronique et hydraulique du réacteur, la cause exacte de ce phénomène de baisse de réactivité restera indéterminée.¹⁰⁰³ Cependant, aucune parmi toutes les hypothèses envisagées par les experts comme susceptibles d'être à l'origine des sauts de réactivité ne conduit à un scénario pouvant entraîner des dommages sur le cœur, tant pour Phénix que pour Superphénix.

16.3.3. Superphénix 1990-1992

Alors qu'il a redémarré depuis deux semaines, une fuite de sodium non radioactif se

¹⁰⁰² Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'activité 1991, p. 96.

¹⁰⁰³ C'est ce que confirme Georges Vendryes, l'un des pères au CEA de la filière neutrons rapides en France, lors de son audition par la commission d'enquête de l'assemblée nationale sur Superphénix et la filière des réacteurs à neutrons rapides, en sa séance du 26 mai 1998. Alors qu'on évoque la fermeture de Superphénix et le redémarrage de Phénix, Georges Vendryes répond à une question sur les incertitudes évoquées par rapport aux incidents de réactivité de Phénix : «(...) je tiens à dire à quel point je me réjouis que Phénix rentre bientôt en fonctionnement. Je trouve que c'est une décision très sage, mais je rappelle que ce réacteur a connu des incidents de sauts de réactivité en 1989 et en 1990 ; il y en a eu quatre. Ces incidents, malgré des efforts considérables du CEA, n'ont pas encore été expliqués à ce jour. On a fait appel à énormément d'experts, dont des experts étrangers, etc., on ne les a pas expliqués. Je partage l'avis très autorisé de M. Lacoste [successeur de M. Lavérie comme Directeur de la sûreté des installations nucléaires] quand il vous a dit qu'il estimait qu'il ne s'agissait pas véritablement d'un problème de sûreté. Il n'en est pas moins vrai que tout phénomène qui touche à la réactivité du cœur d'un réacteur à neutrons rapides doit être pris avec la plus grande attention, et quand on se trouve devant un phénomène de ce genre qui n'est pas expliqué, c'est une situation insatisfaisante. Depuis des années, - ce n'est pas une préoccupation de circonstance - je ne cesse de recommander au CEA que lorsque Phénix rentrera en service, et j'espère que ce sera le plus vite possible, son fonctionnement soit vraiment orienté afin de rechercher la cause de ce phénomène. Il faut absolument en trouver l'explication. Et on ne pourra trouver l'explication que par un fonctionnement en puissance, qui soit conçu à cet effet à partir d'un certain nombre d'hypothèses, car on a quand même des indices.» Audition de M. Georges Vendryes, ancien Directeur des applications industrielles nucléaires au CEA, extrait du procès-verbal de la séance du 26 mai 1998, «Rapport d'enquête sur Superphénix et la filière des réacteurs à neutrons rapides», Tome second, <http://www.assemblee-nationale.fr/rap-enq/r1018-2.asp>.

produit, le 28 avril 1990, sur un circuit secondaire de Superphénix, en dehors de l'enceinte de confinement. Rapidement détectée et maîtrisée, la fuite est jugée sans gravité pour la sûreté et le réacteur est autorisé à redémarrer. Mais le 20 juin 1990, Superphénix est victime d'un incident beaucoup plus sérieux, classé au niveau 2 de l'échelle de gravité, qui conduit à l'arrêt du réacteur le 3 juillet. Le réacteur ne sera autorisé à redémarrer que quatre ans plus tard, en juillet 1994, après diverses péripéties, d'ordre administratif et politique.

L'incident du 20 juin 1990 est provoqué par une pollution du sodium de la cuve : le taux d'impuretés présentes a dépassé les limites admises à cause d'une défaillance de matériel. Ce qui accentue la colère des autorités, c'est qu'une nouvelle fois, comme à la suite de l'incident sur le barillet en 1987, les exploitants du réacteur n'ont pas respecté les spécifications techniques d'exploitation qui exigeaient un arrêt immédiat du réacteur. En octobre 1990, à la suite de l'incident, le ministre chargé de l'industrie et le ministre chargé de l'environnement formulent auprès de l'exploitant un certain nombre de demandes concernant la sûreté du réacteur. L'examen de la pollution du sodium et l'analyse des dossiers transmis par l'exploitant fera l'objet d'expertises, dont deux réunions du Groupe permanent chargé des réacteurs, les 10 et 17 juillet 1991. Cette analyse conduira la DSIN à demander des compléments d'information à l'exploitant qui feront l'objet d'une nouvelle réunion du Groupe permanent, le 21 août 1991. Sur la base des analyses de ses appuis techniques et de son groupe d'experts, le directeur de la DSIN remettra le 16 juin 1992 un rapport aux ministres chargés de l'environnement et de l'industrie sur le bilan de l'instruction menée par la DSIN sur la centrale Superphénix.

Dans l'intervalle, en décembre 1990, une partie du toit de la salle des machines s'est effondrée sous le poids de la neige, provoquant des dégâts importants, en particulier la perte d'une des deux lignes d'alimentation en 400 000 V du réacteur.

16.3.4. Le rapport de Michel Lavérie du 16 juin 1992

Michel Lavérie, chef de la DSIN, remet son rapport aux ministres le 16 juin 1992. S'il conclue à la possibilité d'autoriser le redémarrage, il émet néanmoins de nombreuses réserves et limitations. Dans l'attente de progrès significatifs sur un certain nombre de points, cette autorisation n'est d'ailleurs envisagée que pour une période limitée à deux ans, à l'issue de laquelle une nouvelle autorisation devrait être étudiée. Le rapport du chef de la DSIN explique que les précautions supplémentaires à prendre et les limitations envisagées sont rendues nécessaires par certaines caractéristiques du réacteur et par les difficultés de certaines démonstrations de sûreté. Il est même ajouté que «comme l'a illustré le fonctionnement passé de ce réacteur, son éventuel fonctionnement futur présente un risque significatif de nouvelles défaillances; il importe donc que ce réacteur fasse l'objet d'une vigilance particulière.»¹⁰⁰⁴

Le rapport, dans son premier point consacré aux «précautions et limitations supplémentaires à associer à une éventuelle décision de démarrage», insiste sur les efforts importants accomplis par l'exploitant suite aux incidents survenus sur l'installation

¹⁰⁰⁴ Michel Lavérie, «Rapport à Madame le Ministre de l'environnement et Monsieur le Ministre de l'industrie et du commerce extérieur», cité in : DSIN, Rapport d'activité 1992, pp. 99-102.

et aux demandes successives de l'autorité de sûreté, tant en ce qui concerne les améliorations matérielles, le réexamen des règles d'exploitation, la capacité d'expertise et le retour d'expérience, que les dispositifs de détection pour réduire le domaine de fonctionnement. Pour ce dernier point, M. Lavérie propose de limiter la puissance du réacteur à 50% de sa puissance nominale.

Le deuxième point, intitulé «les caractéristiques du réacteur et les difficultés rencontrées dans les démonstrations de sûreté», comporte des considérations plus critiques à l'égard du type-même de l'installation :

«L'ensemble des événements survenus sur l'installation et notamment les trois incidents les plus importants (fuite du barillet en 1987, entrée d'air dans le réacteur en 1990 et effondrement du toit de la salle des machines en 1990) ont une signification statistique pour l'avenir. Ces défaillances correspondent soit à des problèmes techniques difficiles insuffisamment maîtrisés, soit à des carences de réalisation. Cette situation, qui est partiellement liée au caractère prototype de l'installation doit être intégrée dans la décision et dans les précautions prises : il faut considérer que la probabilité d'apparition de nouvelles défaillances est significative. «On constate de plus que les deux premiers incidents précités, affectant le réacteur lui-même, n'ont pas été maîtrisés conformément aux spécifications techniques du réacteur. En effet, l'interprétation correcte des événements a nécessité dans les deux cas plusieurs semaines, différant ainsi la mise à l'arrêt requise par la situation. «Ce constat ne met pas en cause les équipes d'exploitation, mais plutôt la difficulté des diagnostics qu'elles ont à faire, compte tenu de la complexité particulière de l'installation. Des efforts ont été faits pour une meilleure maîtrise des situations incidentelles et accidentelles (...), mais le handicap lié à la conception sophistiquée de ce type de réacteur demeure.»¹⁰⁰⁵

Michel Lavérie évoque ensuite trois particularités liées à la conception du réacteur qui rendent plus difficiles les démonstrations de sûreté. La première est liée au fait que le cœur peut présenter un coefficient de vide positif¹⁰⁰⁶ ce qui nécessite de porter une attention particulière aux divers événements pouvant influencer sur la réactivité. La deuxième difficulté est liée à l'emploi du sodium. Le rapport cite enfin les difficultés de contrôle et d'intervention, notamment à l'intérieur de la cuve : «Contrairement aux réacteurs à eau pour lesquels il suffit de quelques jours pour examiner in situ tout composant sur lequel on aurait le moindre doute¹⁰⁰⁷, une intervention souhaitable dans la cuve de Superphénix se chiffrerait en années d'arrêt (...). Si ce dernier point peut à la rigueur être admis pour un prototype, il compromettrait vraisemblablement le développement industriel de réacteurs ainsi conçus : la sûreté d'un réacteur ne peut être raisonnablement assurée s'il n'est pas possible, en cas de doute, d'en contrôler toutes les structures, dans des conditions aisément envisageables. A ce titre, l'expérience de Superphénix et les difficultés

¹⁰⁰⁵ *ibid.*

¹⁰⁰⁶ Le coefficient de vide est le terme technique qui désigne l'effet du passage d'une bulle d'air dans le fluide réfrigérant. Dans le cas de Superphénix, la formation d'une bulle d'air dans le sodium a pour effet d'amplifier la réaction nucléaire : le coefficient de vide est positif. Il est négatif dans le cas des réacteurs à eau sous pression : dans ce cas, l'apparition d'un bulle conduit à un apaisement de la réaction en chaîne.

rencontrées par l'autorité de sûreté pour imposer le développement et la mise en œuvre de contrôles limités sur des structures aussi importantes que la cuve principale et les tubes de générateur de vapeur illustrent ce problème. Ces différentes considérations conduisent à penser que le développement de futurs réacteurs rapides nécessiterait de réexaminer et vraisemblablement de modifier de manière assez importante la conception de ces réacteurs.»¹⁰⁰⁸

D'autres considérations spécifiques étaient évoquées comme l'importance de comprendre l'origine des incidents de réactivité de Phénix et les moyens de gérer une fuite importante de sodium sur une boucle secondaire à l'intérieur de l'enceinte. Sur ce deuxième point, la DSIN estime que l'étude menée par NERSA a été faite «avec des hypothèses favorables non justifiables» : si on mène les calculs avec d'autres hypothèses «raisonnablement enveloppes», on parvient à la conclusion que les galeries secondaires ne résisteraient pas et que la tenue de l'enceinte ne serait pas garantie. En fait, des essais récents conduits en particulier à la suite de l'incendie qui avait détruit la centrale solaire d'Almería en 1986 avaient montré que certains feux de sodium pouvaient avoir des conséquences plus graves que celles retenues dans les hypothèses des rapports de sûreté. En effet, le rapport de sûreté retient l'hypothèse de feux de sodium «en nappe», qu'il est relativement facile d'éteindre. Par contre, comme cela a été le cas à Almería, le feu de sodium avait été du type «pulvérisé» : le sodium, pulvérisé en fines gouttelettes, réalise alors un mélange fin avec l'air, c'est pourquoi ce second type de feu, dégageant une énergie beaucoup plus importante, s'avère beaucoup plus difficile à maîtriser que le précédent.

Jugeant non pleinement satisfaisantes les hypothèses retenues par l'exploitant quant au risque comme en matière de moyens de prévention de ce dernier point, le rapport invite à un fonctionnement limité à six mois, à une puissance de 30% avant que les mesures de prévention soient complétées.

Le rapport Lavérie sera très mal reçu par le pouvoir, et il se murmure que son auteur aurait été obligé de «revoir sa copie». Certains y voient d'ailleurs la raison de son départ de la tête de la DSIN quelques mois plus tard. On ne sait par quel biais des fuites du rapport parviendront au journal *Libération*. Rétrospectivement, un journaliste de ce quotidien parle à ce propos de «la version atténuée «sur commande» du rapport de 1992

¹⁰⁰⁷ Michel Lavérie met ici en cause la conception et la difficulté d'inspectabilité du réacteur qui en résulte. Il rejoint les propos d'un témoin, anonyme, d'EDF, qui voit dans cette conception une continuité de pensée entre le graphite-gaz et les surgénérateurs, une conception typiquement CEA, à l'opposé de la vision américaine, qui consiste à considérer qu'une fois qu'un réacteur est construit et qu'il a divergé, on n'y va plus : il y a des robots qui se chargeront d'aller à l'intérieur, des machines de chargement compliquées travaillent en aveugle. Par rapport aux UNGG où il était quand même possible de pénétrer, le phénomène est aggravé sur les surgénérateurs.

¹⁰⁰⁸ Michel Lavérie, «Rapport...», op. cit., p. 100. Selon un témoin d'EDF, la conception de Superphénix est caractéristique d'un mode de pensée du CEA : comme pour les réacteurs graphite-gaz, les surgénérateurs sont conçus avec l'idée qu'une fois construits et que la divergence s'est produite, on ne rentre plus dans le réacteur, il est scellé une fois pour toutes. Des robots se chargeront d'aller à l'intérieur, des machines de chargement compliquées travailleront en aveugle. Et ce trait est encore accentué sur les surgénérateurs par rapport aux réacteurs UNGG. Cette vision est à l'opposé de la vision américaine.

sur Superphénix». Selon lui, cet événement a marqué un moment fort de l'information sur la sûreté nucléaire en France, dévoilant pour la première fois les limites de l'indépendance de la DSIN, «prise en flagrant délit de ne pas tout dire, d'avoir négocié son jugement avec le pouvoir politique.»¹⁰⁰⁹

A la suite du rapport, le Premier ministre refusera le redémarrage de Superphénix. Dans un communiqué du 29 juin 1992, Pierre Bérégovoy annonce que le rapport de l'autorité de sûreté sera rendu public (il le sera le 7 juillet), que le redémarrage de Superphénix sera subordonné à la réalisation des travaux nécessaires pour faire face aux feux de sodium et qu'une enquête sera réalisée préalablement au redémarrage.

CHAPITRE 17. LA VISITE DECENNALE DE FESSENHEIM ET LA CONTRE-EXPERTISE DE LA COMMISSION LOCALE DE SURVEILLANCE

Au cours de l'année 1989, les premières centrales nucléaires 900 MWe atteignent les dix ans d'activité. C'est l'occasion d'un premier bilan mais aussi d'une réflexion pour les mettre au niveau des centrales plus récentes de même taille comme la centrale de Chinon B4 mise en service en novembre 1987.

Conformément à la réglementation des appareils à pression, cette révision générale a lieu pendant la visite décennale du réacteur : tous les dix ans en effet, on profite de l'arrêt annuel pour vérifier l'état du circuit primaire, au travers en particulier d'une épreuve hydraulique. Au cours de cette épreuve, on soumet l'enceinte du circuit primaire principal à une pression hydraulique au moins 1,2 fois égale à la pression maximale atteinte en exploitation. La visite décennale est également l'occasion d'éprouver la tenue mécanique et l'étanchéité de l'enceinte de confinement du réacteur : en exerçant une pression (3,73 bars relatifs) à l'intérieur de l'enceinte pendant 24 heures, on vérifie son comportement mécanique et on mesure le taux de fuite à travers les parois.

La première centrale concernée par une visite décennale est la tranche n°1 de la centrale de Fessenheim, mise en service en 1977.¹⁰¹⁰ Une telle visite représente un travail considérable pour les équipes EDF : on prévoit 19 semaines d'arrêt du réacteur et 600 000 heures de travail, pour un budget de plusieurs centaines de millions de francs.¹⁰¹¹ L'organisation de ce gigantesque chantier est donc une nouveauté pour l'électricien, qui doit rôder cette procédure, amenée à être suivie par tous les autres réacteurs.

¹⁰⁰⁹ Interview de Guy Benhamou dans *Contrôle*, N°100-101, juillet-août 1994, p. 22

¹⁰¹⁰ Cette révision est prévue dix ans après la première grande visite de «type décennal», qui elle a lieu après un an environ de fonctionnement.

¹⁰¹¹ En fait, l'arrêt durera 26 semaines (du 8 avril au 14 octobre 1989), nécessitera 700 000 heures de travail pour un budget de 450 MF.

17.1. La mission des contre-experts

Mais la nouveauté réside également dans le contexte tout particulier dans lequel se déroule cet examen, puisque le Conseil Général du Haut-Rhin a mandaté un groupe de contre-experts pour en évaluer les résultats.

Afin de répondre à l'inquiétude très vive de la population et à une forte opposition anti-nucléaire - l'Allemagne et la Suisse sont proches, où l'opposition est vive - le Conseil Général du Haut-Rhin avait créé en 1977 une Commission de surveillance, regroupant des élus et des représentants des associations pour assurer un contrôle de la gestion et du fonctionnement de la centrale. Initialement, la commission de surveillance comprenait 10 conseillers généraux, 5 maires des communes environnantes et 5 représentants des associations anti-nucléaires ou de protection de la nature. Les réunions régulières de la commission servaient à faire le point sur le fonctionnement et les incidents. En présence du Préfet ou de son représentant, les responsables de la centrale et les représentants des autorités de sûreté (DRIR) étaient chargés de fournir les informations aux membres de la commission. On notera qu'à la suite de l'accident de Tchernobyl, les associations avaient décidé de quitter la commission, estimant ne pas y trouver une information objective et complète.

C'est donc à l'occasion de la visite décennale que le Conseil Général propose aux autorités la création d'une mission d'experts pour l'évaluation de la tranche n°1 de Fessenheim pendant son arrêt : faute de désignation d'experts par le Préfet ou le Ministre, le Conseil Général, le 14 avril 1989, charge 5 experts et 2 consultants associés (trois Français, trois Allemands et un Belge) de réaliser cette mission d'expertise indépendante. Les cinq experts sont Christian Kuppers et Lothar Hahn (Institut d'écologie de Darmstadt), Jochen Benecke (Institut Sollner et Université de Munich), Luc Gillon (Université catholique de Louvain et Centre d'Etudes Nucléaires de Mol) et Raymond Sené (CNRS - Collège de France), tandis que les deux consultants sont Patrick Petitjean (Groupement de Scientifiques pour l'Information sur l'Energie Nucléaire (GSIEN)) et Michèle Rivasi (Commission de Recherches et d'Informations Indépendantes sur la Radioactivité (Crii-Rad)).¹⁰¹²

L'esprit qui a présidé à la composition du groupe d'experts, d'après la description qu'en donne le rapport final, marque plus une prise de position sur ce que devrait être une vraie expertise en temps normal qu'elle ne reflète la réalité de ce que fut la composition du groupe : «Ce choix, peut-on lire dans le rapport, visait à assurer une grande diversité des experts, quant à leur nationalité, leurs relations avec l'industrie nucléaire ou leur point de vue général sur le problème. Elles faisaient appel à des personnes ayant déjà participé à ce type d'expertise, à la demande d'autorités politiques et administratives, ou d'associations, personnes indépendantes des organismes responsables de la mise en œuvre du programme nucléaire français (EDF, CEA, Ministère de l'Industrie). Michèle

¹⁰¹² Par rapport à la composition initiale, Lothar Hahn a remplacé Michael Sailer de l'Institut de Darmstadt, tandis que Jack Steinberger, du CERN, se désistait, proposant Raymond Sené pour le remplacer. L'institut International pour l'environnement de Luxembourg se faisait représenter par Jochen Benecke.

Rivasi et Patrick Petitjean ont été désignés dans cette mission comme «consultants associés» pour assurer la liaison avec l'étude engagée sur l'environnement autour de Fessenheim¹⁰¹³ (Michèle Rivasi) et avec les scientifiques strasbourgeois ayant suivi l'histoire du réacteur depuis sa mise en route (Patrick Petitjean). Une telle composition pluraliste était le moyen de déboucher sur des appréciations les plus objectives possibles, résultant d'un travail collectif dans la diversité et de la confrontation constructive avec les autres parties concernées (les responsables de la centrale et du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN)(Ministère de l'Industrie et Secrétariat d'Etat à l'Environnement)).»¹⁰¹⁴

«L'objectivité» ou la «composition pluraliste» invoquées sont sans doute à relativiser car les experts choisis peuvent être considérés à des degrés divers comme opposants ou critiques de l'énergie nucléaire, même si ce ne sont pas les opposants les plus farouches.

Une rapide description de leurs parcours s'impose car ce sont des noms que l'on rencontre souvent dans l'histoire de la sûreté nucléaire. En France, Raymond Sené fait partie des fondateurs du GSIEN, il est membre depuis 1981 du CSSIN. Petitjean est également membre du GSIEN. Michèle Rivasi est la fondatrice de la Crie-Rad, laboratoire indépendant de mesure de la radioactivité, future députée. Christian Küppers, comme Michael Sailer qui s'est désisté, avait participé en 1989 à la commission d'enquête du Bundestag consacrée à l'énergie nucléaire. Le rapport publié à cette occasion était une critique en règle de l'énergie nucléaire sur le plan de la sûreté, de l'environnement et de l'élimination des déchets.¹⁰¹⁵ Lothar Hahn est un collègue de Sailer à l'institut d'écologie appliquée de Darmstadt. Tous deux participent depuis de nombreuses années à des expertises pour différents ministères et Länder allemands sur la sûreté des réacteurs nucléaires. Monseigneur Luc Gillon¹⁰¹⁶ est également un spécialiste de l'énergie nucléaire en Belgique. Il avait été choisi comme expert par l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques - nous en parlerons plus loin - pour rédiger la partie sûreté du premier rapport parlementaire français sur la sûreté des centrales nucléaires françaises paru en 1988. Une de ses inquiétudes principales depuis Three Mile Island est l'explosion hydrogène.

La contre-expertise est une nouveauté pour tous les acteurs du jeu nucléaire français, que ce soit pour EDF, pour les Pouvoirs publics chargés de la sûreté, pour les autorités politiques locales et pour les contre-experts français. Jusque-là, les

¹⁰¹³ Parallèlement à l'expertise, le Conseil Général a chargé la Crie-Rad, laboratoire indépendant, d'effectuer une étude radioécologique autour de Fessenheim dans le but de faire le point sur l'impact d'une centrale sur son environnement après 10 ans de fonctionnement.

¹⁰¹⁴ Rapport du groupe d'experts constitué suite à la décision du Conseil Général du Haut-Rhin du 14 avril 1989, p. 2.

¹⁰¹⁵ Küppers, C., Nockenber, B., Sailer, M., Schmidt, G., «Umwelt-, Sicherheits-, Entsorgungs- und Akzeptanz aspekte der Kernenergienutzung», in : Energie und Klima. Band 5 : Kernenergie, Studien Programm «Internationale Konvention zum Schutz der Erdatmosphäre sowie Vermeidung und Reduktion energiebedingter klimarelevanter Spurengaze», herausgegeben von der Enquete-Kommission «Vorsorge zum Schutz der Erdatmosphäre» des Deutschen Bundestages, Economica Verlag, Bonn, 1990, pp. 419-916.

contre-expertises se limitaient au domaine de la radioprotection et à un débat sur les normes radioactives, mais elles ne s'étaient jamais attelées au problème de la sûreté nucléaire.

Sept réunions de la mission ont lieu entre le 11 mai et le 14 septembre. Mais en fait, les membres de la mission relèvent que dans ce délai de quatre mois, ils n'ont disposé que de deux mois seulement de travail effectif, pendant les vacances. Le travail avec le SCSIN et la DRIR Alsace est jugé «globalement positif» par les experts. Petitjean tient d'ailleurs à remercier ces deux organismes pour leur disponibilité et leur collaboration.

17.2. Le point de vue de chacun sur la visite décennale

Les récits du déroulement de la visite décennale présentés par les contre-experts, EDF au travers du rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, ou par le SCSIN, présentent peu de différences notables quant aux épreuves, contrôles ou modifications effectués pendant l'arrêt de la centrale : l'épreuve hydraulique a donné des résultats satisfaisants, les épreuves d'étanchéité également (les fuites mesurées représentent 1/10e de la limite admissible), etc. Le rapport de la mission note simplement que quelques contrôles secondaires ont été reportés ou non effectués, que certaines modifications ou études de sûreté n'ont pas été achevées. Le rapport de la mission émet les critiques les plus importantes en ce qui concerne la radioécologie autour du site, et notamment le refus de communication d'informations de la part du SCPRI et de la centrale. D'autres considérations sont mentionnées concernant la protection des travailleurs.

Côté EDF, on tire un bilan positif de la décennale : on met l'accent sur la qualité de l'organisation, facteur qui a certainement conduit à la réussite d'une opération «aussi importante qu'une décennale». Pour Tanguy, inspecteur général à EDF, la mise sur pied d'une structure unique responsable des dossiers - structure nouvelle créée pour cette occasion entre SPT et Direction de l'Équipement avec un partage des rôles inhabituel - constitue une bonne réponse au problème posé. La comparaison du fonctionnement de cette structure avec la décennale de Bugey 2 qui va commencer avec un découpage des responsabilités et des tâches plus conventionnel, doit permettre de choisir la meilleure formule pour les visites suivantes.

Pour ce qui concerne les contre-experts, les conclusions de la mission telles qu'elles apparaissent dans le rapport sont nuancées, ni franchement négatives, ni franchement

¹⁰¹⁶ Luc Gillon, Professeur à l'Université Catholique de Louvain est né en 1920 à Rochefort en Belgique. Après avoir commencé des études d'ingénieur en 1940, il passe quatre ans à étudier la théologie et est ordonné prêtre en 1946. Il revient à Louvain et se joint aux premiers chercheurs belges qui s'initient au domaine de l'énergie nucléaire. Ayant terminé son doctorat en Sciences en 1952, il est invité à l'Université de Princeton et au Laboratoire National de Brookhaven aux Etats-Unis. Nommé professeur à l'Université de Louvain en 1954, il est envoyé en Afrique afin d'y construire et d'y diriger l'Université Lovanium de Kinshasa. Il en sera le Recteur jusqu'en 1967 et l'Administrateur Général jusqu'en 1971. Pour ces fonctions, il reçoit, du Vatican, un titre honorifique. En 1972, il rentre en Belgique et reprend ses fonctions de professeur à Louvain où il enseigne l'Introduction au Génie Nucléaire et la Technologie des Réacteurs. Depuis 1975, il est vice-président puis Administrateur du Centre d'Etudes Nucléaires à Mol. Il a été conseiller scientifique de la délégation Belge près l'AIEA à Vienne de 1976 à 1984. Il a notamment publié *Le nucléaire en question* aux éditions Duculot en 1986.

positives :

«Dans les limites du temps et les moyens qui lui étaient impartis et avec des éléments d'information fragmentaires mis à sa disposition, la mission d'expertise a essayé de se faire une opinion sur l'adéquation aux exigences de sûreté des actions effectuées lors de la révision décennale, sans pouvoir cependant se livrer à une expertise exhaustive et à une étude globale. Elle estime nécessaire qu'EdF apporte plus de soins aux contrôles avant redémarrage et une attention plus poussée aux problèmes de sûreté y compris aux accidents hors dimensionnement. Elle regrette qu'un certain nombre d'améliorations n'ait pu être effectué avant la remise en route du réacteur et souhaite que ces améliorations puissent être faites le plus rapidement possible. Les limites de cette étude ont conduit la mission d'expertise à faire des recommandations pour améliorer la sûreté sans pour autant lui permettre de donner un blanc-seing. Dans ces circonstances la mission d'expertise estime ne pas devoir recommander le report de la remise en route du réacteur n°1 de Fessenheim.»

Malgré les réserves, c'est un accord au redémarrage.

Les associations, elles, restent sur leurs positions. Elles ne retiennent que les éléments négatifs du rapport et exigent en conséquence l'arrêt du réacteur. Dans un article publié dans les Dernières Nouvelles d'Alsace du 24 septembre 1989, un communiqué commun du Comité de sauvegarde de Fessenheim et de la pleine du Rhin (CSFR), de l'Association fédérative régionale pour la protection de la nature (AFRPN), du Mouvement rural de jeunesse chrétienne (MRJC) résume leur position : ««Feu Orange» ont conclu les experts réunis le 18 septembre par la commission de contrôle de la centrale nucléaire de Fessenheim. Ce signal de danger nous oblige à attirer l'attention de la population (...). Les contrôles sont manifestement incomplets (...). Certaines modifications, par ailleurs, restent à réaliser. (...) En ce qui concerne l'information, il est particulièrement regrettable qu'EDF refuse de révéler aux experts le détail des produits radioactifs rejetés. (...) Dans les rapports annexes, plusieurs scientifiques soulignent le risque d'accident grave dû à l'explosion détonnante d'hydrogène, à l'explosion vapeur, à la surchauffe de l'enceinte par fusion du cœur à haute pression.¹⁰¹⁷ N'oublions pas qu'en cas de défaillance du système de confinement, la quantité de produits de fusion rejetés peut être plus élevée qu'à Tchernobyl. Les nombreux problèmes et réserves cités par les scientifiques prouvent que l'industrie nucléaire fait encourir aux populations environnantes des risques inacceptables. (...) Avec les Bürgerinitiativen allemands et suisses, nous demandons la non-remise en route du réacteur 1 de Fessenheim et nous nous déclarons prêts à poursuivre la lutte contre ce dernier bastion régional d'une industrie dangereuse et dépassée.»¹⁰¹⁸ Le rapport de mission du Conseil régional ne fait donc que confirmer ce pour quoi ils militent, le caractère inacceptable de cette forme d'énergie.

Du côté d'EDF, pour le chef de la centrale, le «feu orange» n'est pas un «feu rouge», donc tout va bien. Le rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire commente également les conclusions du rapport qui «ne sont pas positives sans toutefois être

¹⁰¹⁷ Nous revenons plus loin sur ce point.

¹⁰¹⁸ Cité par La Gazette Nucléaire, N°98/99, décembre 1989, p. 9.

négligentes.» Au vu de la conclusion du rapport estimant ne pas devoir recommander le report de la remise en route du réacteur n°1 de Fessenheim, Tanguy se demande si l'objectif du Président du Conseil Général visant à rassurer les populations alsaciennes a bien été atteint. Selon lui, la mission a pu effectuer son travail dans un cadre normal. Il déplore simplement qu'un incident de confusion de tranche survenu le 28 juillet «ait été monté en épingle sous prétexte que l'information de la commission n'avait pas été immédiate et simultanée à celle du SCSIN.»¹⁰¹⁹ Plus fondamentalement, l'inspecteur général d'EDF conclue à l'inutilité de ce type de contre-expertise, du fait du manque de compétences de ces contre-experts, dans un plaidoyer en faveur de l'expertise technique telle qu'elle existe, non exempt d'une certaine dose de mépris : les responsables doivent certes informer, mais la sûreté reste une question technique que seules les personnes compétentes sont aptes à évaluer : «Il reste à souhaiter, conclue Tanguy, que ce type d'initiative ne se multiplie pas et ce pour de multiples raisons. D'abord ces «expertises» ont une valeur ajoutée quasi nulle : il faut commencer par faire découvrir aux experts choisis ce qu'est une centrale REP, ce qui demande du temps et des moyens qui seraient certainement mieux employés ailleurs pendant ces périodes denses que sont les arrêts décennaux, ensuite on est à peu près certain du résultat qui ne peut être que flou, plein de sous-entendus et de non-dits, chaque expert ne s'attachant qu'à son domaine de prédilection et personne n'étant capable de dégager une vue synthétique d'ensemble. La conséquence en est une perturbation plus grande du public qui ne sait plus ce qu'il faut en penser, ce qui va à l'encontre du but recherché. La transparence est certes un concept sur lequel il ne faut pas revenir, mais cette opération est-elle à porter à son crédit ? Rien n'est moins sûr.»¹⁰²⁰ Nous reviendrons plus loin sur cette dernière idée, la transparence prônée par le Service central, comme sur la vision de ce que doit être l'expertise selon Tanguy, l'un des pères de l'expertise nucléaire en France.

Du point de vue de la commission locale, l'objectif - faire acter le consensus pour le redémarrage - semble atteint au vu de la conclusion de la mission. Mais quelques couacs viennent entacher ce résultat : la commission refuse dans un premier temps de publier les annexes au rapport où sont détaillées les critiques de chacun des contre-experts. Elle prétexte que ces annexes ont une portée générale valable pour tous les réacteurs EDF et ne se rapportent pas spécifiquement au réacteur de Fessenheim. Le refus des autorités de répondre aux questions d'ordre général des contre-experts motive le refus de certains d'entre eux (Benecke et Hahn) de s'associer aux conclusions de la mission au moment de la remise du rapport. La commission locale, les pouvoirs publics, EDF, ne manqueront pas de constater que ce sont essentiellement les experts étrangers qui sont les plus hostiles au redémarrage, mettant en cause leur neutralité. Dans le cadre de la mesure de la radiotoxicité autour de la centrale, on relèvera même du côté des responsables de Fessenheim que la CRII-rad commercialise un matériel de mesure d'origine allemande !

La position du SCSIN qui a accepté de collaborer à cette demande de la commission locale dans le cadre d'une politique de transparence sur les questions de sûreté nucléaire

¹⁰¹⁹ Pierre Tanguy, Sûreté nucléaire 1989, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF-Direction Générale, 1990, p. 42.

¹⁰²⁰ Ibid. p. 41.

est ambiguë. Ce type de contre-expertise soulève en effet quelques problèmes de principe, car elle apparaît comme une mise en cause de l'action des pouvoirs publics en matière de sûreté. C'est en effet le rôle de l'administration de contrôler, au nom de la population, que les risques de cette activité industrielle sont bien maîtrisés; cette contre-expertise du travail d'EDF est bien le rôle du SCSIN. Par ailleurs, on peut s'interroger au SCSIN sur ce qui se passerait si les missions d'experts indépendantes venaient à émettre un avis contraire à celui de leur service, ce qui ne manquerait de poser des problèmes médiatiques et conduire à l'inquiétude de la population. Du point de vue de l'administration, ce type d'expertise n'est cependant pas dénué d'intérêt, pour plusieurs raisons : elle montre que la transparence de l'information dans le domaine nucléaire s'exerce réellement, et elle peut permettre de convaincre les interlocuteurs que leurs interrogations sont effectivement déjà prises en compte par les pouvoirs publics. De plus, l'intervention de tiers particulièrement critiques dans les relations entre exploitants et autorité de sûreté apporte en quelque sorte un appui à l'administration dans son dialogue (ou « bras de fer ») avec l'exploitant, poussant à une formalisation plus poussée de ces relations et une explication plus détaillée des décisions prises.

Dans le cas de Fessenheim 1, les contre-experts ont abouti de fait à une conclusion favorable au redémarrage, mais le SCSIN peut craindre que des contre-expertises ultérieures en viennent à s'opposer à un redémarrage, ce qui annulerait tous les avantages de ce type de démarche. Plusieurs raisons pourraient en effet conduire à une telle opposition. En dehors de l'opposition viscérale de certains experts au nucléaire, l'absence d'harmonisation internationale des règles de sûreté peut conduire les experts de nationalité étrangère à souligner toutes les différences existantes entre les centrales nucléaires françaises et celles de leur pays, et à considérer qu'elles ne sont pas acceptables. Une raison plus fondamentale provient de la nature même de certaines décisions de sûreté. En effet, celles-ci ne reposent pas toutes sur des considérations parfaitement scientifiques. Ainsi, la valeur de la probabilité acceptable pour le risque de fusion de cœur repose nécessairement sur une décision arbitraire, donc sujette à contestation.

Au-delà des considérations de principe, le travail du SCSIN avec les contre-experts de la commission locale s'est déroulé de façon satisfaisante, même si les pouvoirs publics ont dû consacrer un temps important à leurs demandes, une trentaine d'heures de réunions et 200 heures de préparation des dossiers demandés. Le SCSIN a transmis trois dossiers, un premier dossier de 200 pages sur les incidents depuis le démarrage de la centrale, un second de 50 pages sur les travaux réalisés durant l'arrêt, et un troisième de 250 pages sur les principaux scénarios incidentels relatifs à ce réacteur. Chacune des réunions avec les contre-experts a mobilisé le chef du SCSIN, le responsable de la sûreté des réacteurs 900 MWe au SCSIN, le chef de la division nucléaire de la DRIR Alsace et l'appui technique du SCSIN (l'IPSN). Pour comparaison, les pouvoirs publics - SCSIN, DRIR Alsace ainsi que leurs appuis techniques, l'IPSN et le BCCN - ont consacré plus de 3000 heures de travail à contrôler le programme, l'exécution et les résultats des travaux effectués sur la centrale.¹⁰²¹ Le bémol principal pour le SCSIN vient du refus de collaboration du SCPRI avec la contre-expertise, ce qui l'a amenée à cette conclusion

¹⁰²¹ Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'activité 1989, p. 64.

mitigée. Cela dénote un manque de cohérence globale de l'action des pouvoirs publics, car si côté sûreté on prône la transparence, côté radioprotection l'ouverture n'est toujours pas à l'ordre du jour. Pour les hommes de la sûreté, les réticences côté radioprotection annulent tous leurs efforts : tant que l'administration refusera de fournir des réponses aux contre-experts sur les conséquences du fonctionnement des installations sur la santé du public, aucune expertise ne pourra donner un avis entièrement favorable. Le GSIEN, dont plusieurs membres ont participé à la mission, rebaptise à cette occasion le SCPRI en «Service Central de Protection et Rétention de l'Information».

Mais plus fondamentalement, la question de principe demeure : si ces contre-expertises venaient à se multiplier, ce serait l'ensemble des responsabilités gouvernementales en matière de sûreté qui serait remis en cause. La question se pose alors de savoir quel type de soutien le gouvernement doit accorder à ce genre d'initiative, et en particulier sous le volet financier. En effet, le président du conseil général a annoncé lors de la conférence de presse du 18 septembre que lors de la prochaine séance de questions au parlement, il interrogerait le gouvernement afin d'obtenir des crédits pour poursuivre la contre-expertise et afin que la CRII-RAD puisse effectuer des mesures sur le site de Fessenheim, et que les valeurs des concentrations maximales admissibles dans l'environnement soient indiquées. Le SCSIN ne voit pas d'inconvénient à ce que de telles missions locales reçoivent un financement dans la mesure où sur ce dernier point elles peuvent jouer un rôle utile d'information auprès des populations. Mais en ce qui concerne la sûreté, on pense dans l'administration que ces contre-expertises ne peuvent disposer que de moyens limités qui ne leur permettent pas de mener un travail approfondi dans le domaine de la sûreté, mais simplement de vérifier que quelques points sont bien traités. Un financement plus conséquent de la part de l'Etat reviendrait à créer un deuxième service de sûreté ce qui signifierait que le premier ne fait pas son travail. En outre, la multiplication de telles initiatives, étant donné le travail qu'elles exigent du SCSIN, pourrait conduire rapidement à la paralysie du fonctionnement des organismes de sûreté.

Dans une annexe non publiée au rapport de la mission, Patrick Petitjean fait un bilan du déroulement de l'expertise indépendante. Les limites de la mission ont été le temps dont elle a disposé, les limites en termes de moyens, les difficultés d'accès aux documents originaux d'EDF. Pour les modalités pratiques de travail, la mission a dû se limiter à des réunions avec le SCSIN et/ou EDF et à l'étude des dossiers. Il regrette que leurs propositions de séances d'auditions de différents intervenants sur des sujets préalablement établis n'aient pas eu de suite. Dans les conclusions qu'il tire pour l'avenir de ce genre de mission, il explicite la philosophie de ce genre d'expertise : «A partir d'un angle d'attaque des problèmes qui n'est pas le même que celui de l'exploitant ou des autorités administratives de sûreté, nous débouchons sur des appréciations et des recommandations, qui sont autant d'éléments, aux côtés de ceux fournis par l'exploitant et par les autorités de sûreté, pour que les pouvoirs publics fassent leurs choix. Des experts, même indépendants, ne peuvent se substituer aux pouvoirs politiques ni aux autorités de sûreté. Le choix du niveau de sûreté est aussi un choix politique et non pas un choix d'expert.»¹⁰²² En dernière conclusion, il estime qu'un nouveau cadre d'expertise devrait

¹⁰²² Patrick Petitjean, «Remarques sur le déroulement et les conclusions de la «mission d'expertise»», La Gazette Nucléaire, N°98/99, décembre 1989, pp. 7-9.

être institutionnalisé. C'est l'expertise de l'IPSN du CEA qui semble en fait visé : «la sûreté nucléaire, et donc la population, aurait grandement à gagner à l'émergence, à côté de l'exploitant EDF et de l'autorité administrative de contrôle, le SCSIN (dont le rôle est à renforcer), d'un troisième partenaire, «indépendant» (instituts, spécialistes, universitaires...) en relation avec les pouvoirs départementaux, à l'image de ce qui existe dans nombre d'autres pays.»¹⁰²³ Dans le trépied de l'organisation de la sûreté en France, c'est l'IPSN qui joue le rôle d'expert, le SCSIN assure le pouvoir de l'Etat. C'est donc l'indépendance des experts de l'IPSN qui est mise en doute.

Petitjean propose que ce type de contre-expertise soit généralisé autour de chaque site de centrale. Il est vrai que les seuls moments dans l'histoire de l'énergie nucléaire en France où des oppositions ont pu se manifester avec force l'ont été à propos de questions locales, et en particulier lors de la sélection des sites : l'administration locale, qui avait eu son mot à dire dans les procédures d'autorisation, avait pu être sensible aux pressions des populations ou des élus locaux et moins à celles du centre, ce qui avait retardé et même parfois contribué à l'échec de certains projets. Certains observateurs¹⁰²⁴ ont montré le rôle de la centralisation de l'expertise et du pouvoir politique en matière d'énergie nucléaire en France pour expliquer le peu de succès de l'opposition à cette forme d'énergie, alors que dans des pays où les processus décisionnels étaient plus morcelés (pouvoir politique, organismes d'experts ou pouvoir judiciaire) comme les Etats-Unis ou l'Allemagne, les opposants ont pu s'appuyer sur les échelons locaux du pouvoir pour faire aboutir leurs revendications. Outre la décentralisation, le deuxième aspect discuté par le contre-expert est le rôle attribué aux institutions scientifiques autres que celles liées à l'énergie nucléaire (le CEA en particulier) : il réclame une meilleure distribution de l'expertise, gage d'une information pluraliste de la population et d'un meilleur choix politique, qui revient en fait à transférer à d'autres catégories d'experts le rôle de conseil des pouvoirs publics.¹⁰²⁵

Le bilan de la première contre-expertise est donc mitigé : chacun des participants à la visite décennale reste sur ses positions. Les responsables de la centrale demeurent peu enclins à l'ouverture, le conseil général s'est dédouané vis-à-vis de la population, le Service central a coopéré et pu faire la démonstration de sa bonne volonté tout en redoutant une généralisation de l'expérience, les opposants locaux ont pu s'appuyer sur certains aspects du rapport de la mission pour réitérer leur exigence d'arrêt d'une industrie

¹⁰²³ Ibid.

¹⁰²⁴ Cf. Dorothy Nelkin, Michael Pollack, *The Atom Besieged. Extraparliamentary Dissent in France and Germany*, The MIT Press, Cambridge, 1981. Comparant l'état d'avancement des programmes nucléaires européens au début des années 1980, ils notent : «Political and legal structures in Germany, Austria, Holland, and Sweden provided channels for public influence and points of tension through which activists could create divisions within the political establishment. In France the lack of such institutions allowed the government to continue its nuclear program essentially unchanged». (p. 189)

¹⁰²⁵ Au cours des années 80 en Allemagne, de nombreux instituts, comme ceux dont font partie les deux contre-experts voient le jour : ils se voient confier des études par les Länder, sont financés par leur Land, le gouvernement, certains groupes privés. Ils travaillent en réseau avec les universités, les écoles professionnelles, les instituts de recherche, regroupant souvent des experts de divers domaines (ingénierie, économie, écologie, sciences humaines...).

qu'ils jugent dangereuse. Si sur le plan politique le résultat apparaît maigre, qu'en est-il des questions de sûreté soulevées par les contre-experts ?

17.3. Les problèmes techniques évoqués par la mission : le risque hydrogène et les accidents graves. L'évolution de la position des experts officiels au cours de la décennie 90

Les problèmes techniques sont évoqués dans les annexes au rapport de la mission. L'annexe rédigée par Luc Gillon est consacrée à un problème général des PWR, le risque «hydrogène», que nous évoquons par la suite. Les annexes des professeurs Benecke et Hahn portent sur d'autres problèmes généraux. Le professeur Hahn a exprimé une divergence avec le reste de la mission estimant que les problèmes de tenue de l'enceinte de confinement étaient insuffisamment présents dans le rapport final alors qu'il les jugeait suffisants pour demander la non remise en route du réacteur.

Les professeurs Jochen Benecke et Michael Reimann, travaillant tous deux au Sollner Institut de Munich, produisent en septembre 1989 un rapport supplémentaire. Fruit de leur étude menée à la demande du Conseil général du Haut-Rhin, le rapport est intitulé «Potentiel de risque des accidents graves dans les réacteurs à eau sous pression - Critique de la recherche en matière de sûreté et évaluation du risque pour la centrale nucléaire de Fessenheim». Le rapport aborde différents points techniques qu'ils estiment négligés par les experts français : la protection de la centrale nucléaire de Fessenheim vis-à-vis de la chute d'avion, les scénarios d'accidents de fusion du cœur avec une mention particulière aux phénomènes d'explosion de vapeur et de «direct heating», les risques de détonation de l'hydrogène, le percement de la cuve du réacteur et l'interaction de la masse en fusion avec le béton, et enfin les mesures ultimes pour la gestion des accidents.

A côté de critiques témoignant d'une connaissance approximative de certaines mesures de sûreté en vigueur en France, le rapport des Allemands soulève un certain nombre de points qui tournent tous autour de la tenue de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave. La plupart des arguments avancés seront vigoureusement rejetés par les experts français dans un premier temps, s'appuyant sur des données physiques et sur le consensus international entre experts sur ces questions. Cependant, les années qui suivront vont infléchir cette position : le consensus des experts va s'établir autour de la nécessité de traiter les questions soulevées, et certaines données physiques apporteront la confirmation de cette nécessité.

Nous retiendrons donc du rapport les points qui dans les dix années qui suivent vont faire l'objet d'études approfondies. Les auteurs allemands, tout en les critiquant, s'appuyaient en fait sur deux études récentes, l'une américaine (NUREG 1150 a)¹⁰²⁶ et la phase B de l'étude probabiliste allemande sur la sûreté des réacteurs (Deutsche

¹⁰²⁶ «NUREG 1150 a» ou «NUREG Reactor Risk Reference Document» publié par la NRC, est la version soumise à commentaire. Une seconde version sera également publiée pour commentaire en juin 1989 sous le titre : «NUREG 1150 b» ou «NUREG Severe Accident Risks : An Assessment for five US Nuclear Power Plants.»

Risikostudie Kernkraftwerke Phase B)¹⁰²⁷, publiées respectivement en février 1987 et juin 1989.

Benecke et Reimann reprochent aux autorités françaises «de [regarder] de près uniquement la fusion du cœur avec la voie basse pression et [d'aller] jusqu'à exclure la ruine précoce du confinement des réacteurs à eau sous pression français «pour des raisons physiques»».¹⁰²⁸ Ils considèrent que cette affirmation «n'est pas pertinente» justement pour les raisons physiques qu'ils développent par la suite. Les auteurs expliquent ainsi que la voie haute pression de l'accident du cœur est la plus pénalisante dans la majorité des scénarios. Ils évoquent ensuite le scénario de «direct heating» récemment imaginé par les Américains qui pourrait conduire à une rupture précoce du confinement : dans le cas d'une rupture de tubes de générateur de vapeur en branche chaude sous l'effet de la température, l'atmosphère de l'enceinte de confinement recevrait un mélange de vapeur surchauffée et de particules de masse en fusion finement fragmentées à fort potentiel d'énergie cinétique. De violentes réactions d'oxydation exothermiques se produiraient alors. Cet apport direct d'énergie thermique dans l'enceinte de confinement provoquerait une rapide augmentation de la température et de la pression pouvant conduire à la ruine de l'enceinte. Des mesures ultimes envisagées en France sont censées ramener le scénario haute pression au scénario basse pression. Mais le risque serait alors une explosion de vapeur dans la cuve, c'est-à-dire une interaction thermique entre le combustible en fusion et le réfrigérant résiduel. Après la fusion en pression, l'explosion de vapeur, les auteurs citent un autre type de scénario pouvant mettre en péril l'enceinte de confinement, la formation puis la détonation de l'hydrogène dans certaines conditions sur lesquelles nous reviendrons par la suite. Pour les auteurs allemands, «ce type de scénario est fortement minimisé et ses conséquences possibles sont refoulées» par les experts français.

La position française à l'égard de ces risques avait été exprimée de façon semi-publique lors d'une séance du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires du 5 juillet 1988.¹⁰²⁹ Le représentant de l'IPSN expliquait que l'explosion vapeur n'était pas considérée par la communauté des experts nucléaires comme

¹⁰²⁷ Il s'agit de la seconde étude de risque allemande. Une première étude avait été initiée en 1976 par le ministère fédéral pour la recherche et la technologie (BMFT) pour transposer aux conditions allemandes les résultats de l'étude de Rasmussen et confiée à la société pour la sûreté des réacteurs (Gesellschaft für Reaktorsicherheit, GRS), sorte d'équivalent allemand de l'IPSN français. Cette «Phase A» de la Deutsche Risikostudie (DRS) Kernkraftwerke était une étude probabiliste de niveau 3, c'est-à-dire évaluant non seulement la probabilité de fusion du cœur (niveau 1), la probabilité des différents niveaux de rejets (niveau 2) mais également les conséquences humaines et socio-économiques de ces rejets. L'étude s'appuyait sur un réacteur de référence, la tranche B de la centrale de Biblis. La phase B était lancée immédiatement après, et les résultats seront publiés en 1989. Elle devait se concentrer plus fortement sur les particularités des centrales allemandes et éliminer un certain nombre de mesures conservatives envisagées dans l'étude précédente. Elle se limitera elle à une analyse de niveau 2. Les références exactes sont les suivantes : Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1979. Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke Phase B, GRS-A-1600, juin 1989.

¹⁰²⁸ Benecke, Reimann, Potentiel de risque des accidents graves dans les réacteurs à eau sous pression - Critique de la recherche en matière de sûreté et évaluation du risque pour la centrale nucléaire de Fessenheim, 2ème version, novembre 1989, p. 71.

susceptible de détruire l'intégrité de l'enceinte. Des interactions rapides entre le corium et l'eau pouvaient se produire au cours d'un accident, mais les explosions et les surpressions pouvant en résulter ne pouvaient pas mettre en danger l'enceinte. Vis-à-vis de l'échauffement direct (direct heating), le représentant français citait le consensus des experts des pays de l'OCDE pour considérer ce processus comme totalement irréaliste sur le plan physique, en particulier sur les tranches françaises, notamment parce que ce scénario suppose que le combustible pulvérisé non encore oxydé soit réparti de façon homogène dans l'enceinte, ce qui semble irréaliste. En ce qui concerne le risque hydrogène, compte tenu des connaissances acquises, les experts français estiment qu'il n'est pas possible qu'une explosion d'hydrogène mette en danger l'enceinte telle qu'elle se présente en France.

Le risque hydrogène mérite une mention particulière. Ce problème soulevé par le professeur Gillon et les contre-experts allemands avait été remis sous les feux de l'actualité l'année précédente avec la publication du rapport de l'Office parlementaire où Luc Gillon avait mis en cause la tenue des enceintes en cas de détonation de l'hydrogène. La polémique avait été relancée dans la presse à la suite de la publication du rapport. Libération en page 2 titrait : «Nucléaire : un doute dans le béton», puis en caractère gras, «la détonation qui fissure».¹⁰³⁰

L'importance de la question au point de vue de la sûreté repose sur le fait qu'une rupture précoce du confinement à la suite d'une détonation d'hydrogène ou tout autre scénario conduisant à la fusion du cœur, provoquerait un rejet de type S1, le plus important, et contre lequel aucune parade n'est prévue en France. Le risque hydrogène n'est pas une question nouvelle et il est pris en considération dans les accidents de dimensionnement. Mais l'accident de Three Mile Island, où une petite explosion d'hydrogène s'était produite, avait mis en défaut le raisonnement admis jusque-là sur l'absence de risque. En cas de fusion du cœur, les quantités d'hydrogène pouvaient être plus importantes que prévu. Cela avait impulsé dans toute la communauté nucléaire internationale d'importants programmes de recherche sur cette question.

Le risque hydrogène est un problème scientifique complexe, les incertitudes sont nombreuses qui nourrissent la controverse : selon les hypothèses retenues, on peut conclure «raisonnablement» à l'absence de risque ou au contraire à la possibilité de rupture de l'enceinte. Il s'agit de savoir si l'hydrogène produit lors de la fusion des gaines de combustible pourrait brûler de façon détonnante et non pas seulement déflagrante.¹⁰³¹ Les paramètres en jeu sont tout d'abord la quantité d'hydrogène susceptible d'être produite en cas d'accident grave : l'hydrogène provient principalement de l'oxydation des gaines de zircaloy (il y en a environ 20 tonnes), pouvant produire jusqu'à près de 10 000 m³ d'hydrogène. On s'interroge ensuite sur les cinétiques de production, de diffusion, de

¹⁰²⁹ Archives CSSIN. Compte-rendu de la huitième réunion du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires, 21 p.

¹⁰³⁰ Libération, mercredi 16 mars 1988, pp. 2-3.

¹⁰³¹ Dans le vocabulaire scientifique, contrairement à l'usage courant des termes, c'est la détonation qui est le phénomène dangereux, non la déflagration.

combustion de l'hydrogène, sur les conditions d'échanges thermiques, les conditions de température et de pression etc. Il est également nécessaire de savoir quels sont les volumes respectifs de vapeur d'eau, d'air, d'hydrogène. Il faut en particulier savoir si les concentrations d'hydrogène sont uniformes ou graduées. Si une détonation généralisée semble exclue dans des enceintes de grandes dimensions, s'ajoute le phénomène de Transition déflagration-détonation (DDT) : une déflagration initiée dans un espace plus petit, une casemate du circuit primaire, pourrait peut-être donner lieu à la propagation d'une onde de détonation dans le reste de l'enceinte.

En France on considère¹⁰³² que les accidents pris en compte dans le dimensionnement des tranches conduisent à une production d'hydrogène avec une cinétique lente, c'est pourquoi on n'a pas jugé nécessaire d'équiper les centrales de recombineurs d'hydrogène. Ceux-ci seraient installés dans un délai de l'ordre d'une semaine pour diminuer la quantité d'hydrogène éventuellement produit lors de l'accident. Autrement dit, la production est lente et on a le temps de mettre en œuvre les recombineurs. Ceux-ci permettent de maintenir la teneur en hydrogène dans l'enceinte au-dessous de 4% ce qui exclut tout risque de combustion, et a fortiori, d'explosion. Pour les accidents hors dimensionnement qui conduisent à une production massive d'hydrogène avec une cinétique rapide, on considère en France que les recombineurs ne sont pas les appareils appropriés. Dans ce cas, il convient de s'assurer que les enceintes de confinement résistent à une éventuelle déflagration de l'hydrogène formé.

Les conditions pour avoir un risque de détonation sont définies par le diagramme de Schapiro. Pour avoir une combustion détonante, il faudrait prendre en compte les séquences accidentelles allant au-delà de l'oxydation de la totalité des gaines combustibles associées à une température d'enceinte relativement basse, inférieure à 70°C environ. D'autre part, l'énergie nécessaire pour initier une détonation directe est beaucoup (de l'ordre de 2 x 10⁸ fois) plus grande que celle nécessaire pour initier une déflagration. Les experts français considèrent qu'il est donc hautement improbable qu'il se produise une détonation généralisée dans l'enceinte : s'il existe une source d'allumage, c'est très vraisemblablement une déflagration ou une combustion locale qui auront lieu.

Les incertitudes sur ces questions conduisent les autorités de sûreté des divers pays à prendre des positions différentes, ce qui donne du poids aux arguments des opposants, car comment expliquer que d'un côté de la frontière on mette en œuvre certains dispositifs, jugés inutiles de l'autre ?

Alors que la question est examinée dans le cadre de l'OCDE au début des années 80, les avis sont à peu près unanimes pour considérer que le risque est faible, mais que le sujet mérite d'être examiné attentivement.¹⁰³³ On estime qu'il est peu probable que la combustion d'hydrogène constitue une cause dominante de défaillance pour les enceintes, mais qu'il est nécessaire d'accorder plus d'attention à la capacité de survie des équipements de sûreté essentiels en liaison avec les effets de la pression et de la

¹⁰³² Cf. Enerpresse N°4539, lundi 21 mars 1988.

¹⁰³³ D'après OCDE, AEN, Comité de direction de l'énergie nucléaire, Comité sur la sûreté des installations nucléaires, Groupe d'experts à haut niveau sur les accidents sévères, Rapport final sur les accidents sévères, novembre 1982. Rapport non public.

température. Un peu plus de dix ans plus tard, les conceptions se sont largement modifiées, comme l'indique un rapport de l'OCDE de 1996 : «On doutait dans le passé qu'un mélange détonant puisse occuper la totalité de l'enceinte de confinement. D'aucuns ont avancé qu'il pourrait y avoir un risque de détonations locales, elles-mêmes dues à des conditions locales. Ces détonations n'endommageraient probablement pas l'enceinte de confinement mais dans certaines conditions, elles pourraient endommager l'équipement et les structures internes, du fait de la production de projectiles mettant en danger l'enceinte de confinement. Les progrès de la recherche, les nouvelles technologies et les EPS (étude probabiliste de sûreté) de niveau 2 ont donné lieu à des évaluations plus approfondies. De nouvelles initiatives sont prises dans plusieurs pays Membres pour mettre en œuvre des mesures de mitigation de l'hydrogène dans quelques grandes enceintes de confinement sèches.»¹⁰³⁴

L'inflexion du consensus entre experts se situe autour de 1992 en Europe. En témoigne le rapport de synthèse que le Groupe d'experts de haut niveau sur la gestion des accidents graves¹⁰³⁵ du Comité sur la Sûreté des Installations Nucléaires (CSIN) de l'Agence pour l'Energie Atomique (AEN) de l'OCDE avait été chargé d'établir sur l'état des connaissances relatives aux activités de gestion des accidents graves. Un second rapport, publié en 1996, fait état d'une nette avancée depuis 1992 dans plusieurs pays en matière de mise en vigueur de programmes de gestion des accidents graves et en particulier dans la prise en compte du risque hydrogène.¹⁰³⁶

C'est dire que la gestion des accidents graves fait désormais partie des réponses que doit mettre en œuvre l'industrie nucléaire : le personnel d'une tranche nucléaire doit disposer des procédures et des équipements nécessaires pour que, en cas d'accident grave, il puisse arrêter la progression des dommages infligés au cœur tout en faisant le nécessaire pour que le cœur reste à l'intérieur de la cuve, pour sauvegarder l'intégrité de l'enceinte de confinement et minimiser les rejets hors du site.

Parmi les stratégies de gestion des accidents graves, les experts de l'OCDE soulignent la nécessité de maîtriser la quantité d'hydrogène produite par l'oxydation des métaux et libérée dans l'enceinte, afin d'éviter la formation de concentrations locales élevées d'hydrogène. Malgré des recherches menées depuis près de vingt ans, les calculs de production d'hydrogène à l'intérieur de la cuve pour différentes séquences hypothétiques d'accidents tenant compte des phénomènes physiques se déroulant au cours d'une dégradation du cœur restent entachés d'incertitude. Par contre, il est désormais clair que si lors d'un accident grave on ne parvient pas à confiner dans la cuve

¹⁰³⁴ OCDE, AEN, Avis techniques de l'AEN, «Mise en œuvre des techniques de mitigation de l'hydrogène pendant les accidents graves dans les centrales nucléaires», Rapport rédigé par le Groupe de travail principal n°4 sur le confinement des rejets accidentels de matières radioactives du Comité sur la sûreté des installations nucléaires (CSIN), NEA/CSNI/R(96)27, Paris, décembre 1996, p. 17.

¹⁰³⁵ Ce groupe, SESAM, créé en 1989, prenait la suite d'un groupe d'experts sur les accidents graves créée en 1980. Sa mission d'origine était la rédaction de ce rapport.

¹⁰³⁶ OCDE, AEN, «Mise en œuvre de la gestion des accidents graves dans les centrales nucléaires», OCDE, Paris, 1996.

les matériaux fondus du cœur, ceux-ci seront rejetés sur le plancher de l'enceinte de confinement et donneront lieu à la production d'une quantité considérable d'hydrogène (plusieurs tonnes) par interaction prolongée entre le corium et le béton. Cette réaction produira en plus du monoxyde de carbone, un autre gaz combustible, et plusieurs gaz inertes.

Afin d'éviter des concentrations locales élevées d'hydrogène qui pourraient donner lieu à des phénomènes importants de combustion turbulente ou à une transition déflagration-détonation (DDT), des mesures particulières ont été étudiées dans des différents pays, telles que l'allumage délibéré de mélanges de gaz combustibles, la recombinaison de l'hydrogène ou encore l'injection d'un gaz inerte dans l'atmosphère de l'enceinte. On estime que l'installation et l'efficacité de tels systèmes de recombinaison catalytique ou d'allumage présentent une importance capitale. Des recherches doivent être poursuivies pour savoir, pour chaque centrale particulière et pour différents types de scénarios d'accidents, quel est le nombre adapté d'igniteurs et de recombineurs qu'il conviendrait d'installer, quelle est la capacité locale des recombineurs et leur emplacement. Mais l'utilisation des igniteurs et recombineurs catalytiques soulève des problèmes complexes car les conséquences de certaines actions ne peuvent être prédites avec certitude. Le rapport de l'OCDE indique d'ailleurs que les pays Membres ont des opinions très différentes sur cette stratégie.

En France, après la mise en place des procédures dites «hors dimensionnement» (H) et «ultimes» (U) destinées à faire face aux situations accidentelles non prévues dans le dimensionnement initial des centrales, la DSIN estime nécessaire en 1992 de prolonger la démarche dans le sens d'un approfondissement de la sûreté. Dans son rapport d'activité 1991, elle précise qu'elle a demandé «qu'EDF fasse le point en 1992 des connaissances disponibles sur les accidents graves, issues des travaux de recherche menés depuis de nombreuses années, ainsi que des études engagées à la suite des accidents de Three Mile Island et de Tchernobyl, et définisse les scénarios pour lesquels de nouvelles mesures pourraient être mises en œuvre.»¹⁰³⁷ La DSIN annonce qu'elle fera analyser de manière approfondie les positions de l'exploitant par l'IPSN et demandera l'avis des experts du groupe permanent chargé des réacteurs. L'aboutissement de cette démarche est même présenté comme l'une des priorités de la DSIN pour 1992. Dans une lettre du mois de mai 1992, la DSIN précise que la priorité doit être donnée aux risques liés à l'hydrogène, aux scénarios de fusion de cœur lorsque le circuit primaire est sous pression, et à la définition et à la qualification de l'instrumentation nécessaire pour gérer une situation accidentelle grave.

Les discussions entre experts de l'IPSN et d'EDF se poursuivent lors des réunions du Groupe Permanent qui se tiennent le 23 juin et le 7 juillet 1994, puis le 5 janvier 1995, dans ce dernier cas plus spécifiquement sur le thème de la progression du corium dans la cuve et hors de la cuve. Dans son rapport d'activité 1994, la DSIN rapporte que l'examen par le Groupe Permanent «a mis en évidence la nécessité qu'EDF définisse pour le début 1995 des dispositions permettant de faire face aux risques liés à l'hydrogène.»¹⁰³⁸ Les

¹⁰³⁷ Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'Activité 1991, p. 85. A partir de 1991, le rapport d'activité de la DSIN comporte une partie «Accidents graves».

propositions d'amélioration émises par EDF sont présentées l'année suivante. Ces propositions visent à améliorer la prévention du risque d'explosion d'hydrogène, la prévention de la fusion du cœur à haute pression et l'instrumentation. Ayant recueilli l'avis de ses experts, la DSIN a demandé à EDF de compléter son programme.

Un second cycle de réunions est prévu en 1996, au cours duquel sera notamment examinée la proposition d'installer à demeure des recombineurs catalytiques d'hydrogène dans les enceintes des réacteurs français.¹⁰³⁹ Le Rapport d'activité de 1996 indique qu'à propos du risque d'explosion d'hydrogène, «EDF a proposé d'installer des recombineurs catalytiques sur les réacteurs des types P4 et N4 qui sont les plus sensibles au risque d'explosion d'hydrogène du fait que leurs bâtiments réacteurs sont les plus petits. Cette installation sera réalisée sous réserve de la confirmation, qui doit être obtenue prochainement, de l'efficacité et de l'innocuité des recombineurs. Il s'agit pour ce dernier point de vérifier qu'un appareil destiné à éviter les explosions d'hydrogène ne peut en aucun cas en provoquer une. EDF a également engagé les études d'implantation sur les réacteurs de type P4. Enfin, la DSIN demandera à EDF, au début de l'année 1997, d'implanter des recombineurs sur les réacteurs de type P4 et de 900 MWe.»¹⁰⁴⁰

Ces propositions montrent que le risque hydrogène est reconnu. D'ailleurs, les premières données expérimentales du programme Phébus PF démentent les considérations techniques avancées depuis les années 80 sur la quantité et la cinétique de production de l'hydrogène en cas d'accident grave. Comme l'indique la revue d'information du CEA, les deux premières expériences du programme réalisées respectivement en décembre 1993 et juillet 1996 apportent des résultats inattendus : «[Elles] ont mis en lumière des effets importants non pris en compte dans les études actuelles, aussi bien concernant la fusion du cœur que les rejets radioactifs accidentels (...). Tout d'abord, la cinétique de production d'hydrogène suite à l'oxydation des gaines a été sous-estimée par la plupart des codes de calcul (...). Par ailleurs, la «fusion» du cœur (...) intervient à des températures de 400 à 600°C plus faibles que celles attendues.»¹⁰⁴¹ Ces données viennent confirmer la nécessité de gérer la production d'hydrogène et de la combattre en cas d'accident grave.

Par contre, en France, un débat va durer pendant plusieurs années pour savoir si les moyens de combattre le risque hydrogène ne sont pas plus dangereux que le risque hydrogène lui-même. Après beaucoup d'hésitations, la DSIN finira par prendre parti, en imposant à EDF l'installation d'un certain nombre d'appareillages pour lutter contre le risque hydrogène, en faisant ce que se préparaient à faire les autorités belges et allemandes. Mais la décision est plus de caractère politique que technique car sur le plan technique, le choix ne s'imposait pas de lui-même.

¹⁰³⁸ Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'Activité 1994, p. 185.

¹⁰³⁹ Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'Activité 1995, p. 181.

¹⁰⁴⁰ Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'Activité 1996, p. 219.

¹⁰⁴¹ Haessler Maurice, Schwarz Michel, «Le programme phébus PF : premiers résultats inattendus», Clés CEA, N°40, automne 1998, pp. 2-14.

Pour la prévention de la fusion du cœur à haute pression, c'est avant tout le bon fonctionnement des soupapes en condition accidentelle et de leur système de commande qui est le critère primordial, avec la compétence du personnel. L'objectif en cas de fusion à haute pression est d'ouvrir les soupapes du circuit primaire pour ramener rapidement la pression dans le circuit primaire à une valeur de 20 bar, afin de permettre le fonctionnement des moyens de secours ultimes.

Les investigations doivent se poursuivre dans tous ces domaines. Un groupe permanent se réunira en décembre 1999 pour examiner l'avancée des dossiers sur ces différents points.

Les problèmes techniques évoqués par les contre-experts allemands et belge de la visite décennale de Fessenheim, s'appuyant d'ailleurs sur des rapports d'experts américains et allemands, n'ont pas modifié l'attitude des experts français. Tout au plus, le public français a-t-il pu prendre connaissance de ces questions discutées entre experts en interne et au niveau international. C'est avant tout le changement d'opinion de la communauté internationale des experts de sûreté qui conduit, à la suite de nouvelles connaissances établies grâce à des programmes de recherches initiés depuis de nombreuses années, à modifier l'opinion des experts français. De ce point de vue, c'est plus l'internationalisation de la sûreté, la confrontation des idées et des connaissances entre experts des différents pays, très précoce dans le domaine nucléaire mais qui s'accroît depuis le tout début des années 1980, qui conduit experts français et autorité de sûreté à modifier leur point de vue initial. Mais si dans certains cas, des éléments d'appréciation scientifique nouveaux emportent la décision de prendre en compte tel ou tel phénomène, dans d'autres cas, ce sont plus des critères politiques qui tranchent alors que l'incertitude scientifique reste la même : dans le doute, autant faire comme les autres, du moment que les mesures envisagées n'aggravent pas le phénomène qu'elles sont censées combattre. L'unité entre experts est d'autant plus importante pour les experts et autorité français qu'à partir de la fin des années 1980, les constructeurs Framatome et Siemens collaborent sur un projet de réacteur commun, qui doit respecter les critères des deux autorités de sûreté. Outre le contexte général d'internationalisation de la sûreté, ce projet commun accentue la nécessité d'une harmonisation des pratiques de sûreté allemande et française.

CHAPITRE 18 : LES RELATIONS ENTRE L'AUTORITE DE SURETE ET EDF, LE TOURNANT DES ANNEES 1989-1992

18.1. Les causes de la dégradation des relations entre l'autorité de sûreté et EDF : non pas des problèmes socio-politiques, mais des questions techniques épineuses, des dérives d'EDF également

Il serait tentant d'expliquer la dégradation des relations entre l'autorité administrative de sûreté et l'exploitant EDF en mettant en avant le contexte socio-politique qui pousserait le SCSIN à être de plus en plus exigeant dans son contrôle des activités nucléaires, comme le font les gens d'EDF.

Il nous est difficile d'analyser le point de vue des dirigeants d'EDF sur ces changements de relations dans cette période, faute de documents : la situation s'est-elle dégradée, les relations se sont-elles tendues de leur fait, il est difficile de le savoir. Toujours est-il que c'est plus souvent du côté des autorités de sûreté qu'ils placent le changement d'attitude consistant à demander « toujours plus » à l'exploitant. Dans la discussion qui suit, nous nous appuyons donc sur les documents dont nous disposons et qui émanent majoritairement de l'autorité de sûreté, l'accusée en quelque sorte.

La position de Pierre Tanguy - inspecteur général pour la sûreté nucléaire à EDF et qui ne parle pas au nom d'EDF - peut cependant être considérée comme partagée par l'établissement. Tanguy note ainsi dans son rapport IGSN 1989 : « Il est incontestable que tous ces incidents et difficultés ont contribué à l'évolution de l'attitude des autorités de sûreté (...). Ils ont plus accompagné ces évolutions qu'ils n'en ont été réellement la cause. »¹⁰⁴² Pour Tanguy d'ailleurs, les indicateurs de sûreté ne montrent pas une dégradation de la sûreté. Ceci est cependant moins vrai au niveau des indicateurs de radioprotection. Mais au-delà des incidents proprement dits, il apparaît que les questions à traiter sont plus délicates, les enjeux économiques sont considérables, ce qui entraîne un dialogue plus conflictuel entre contrôleur et contrôlé.

Il ne s'agit pas ici de minimiser le rôle du contexte.

Certes, cette période voit la volonté proclamée du SCSIN d'être plus transparent. Certes, on se situe dans « l'aftermath » de Tchernobyl qui a apporté l'image concrète du potentiel catastrophique de l'énergie nucléaire et a nui durablement à sa perception par le public. D'ailleurs, le débat parlementaire qui s'ensuit en France au cours de l'année 1989 est une traduction de cette ambiance.

Mais l'analyse des prises de position des autorités de sûreté nous amène à conclure qu'au-delà de ces facteurs « externes » sans aucun doute importants dans la compréhension de cette évolution, ce sont des phénomènes « internes », c'est-à-dire liés directement à des questions de sûreté, qu'ils soient techniques ou organisationnels, qui ont constitué le cœur de cette évolution.

Il existe bien entendu un lien dialectique entre ces facteurs « externes » et « internes », puisque la tâche des autorités de sûreté est de juger de l'acceptabilité du risque : quand bien même elle partagerait une même évaluation objective du risque avec l'exploitant, l'autorité peut ne pas être d'accord sur son acceptabilité, et le jugement de cette acceptabilité est éminemment fonction de l'état de l'opinion, d'autant plus qu'on proclame la nécessité de la transparence. Mais la divergence peut provenir de sujets de controverse sur le plan scientifique et technique pour lesquels l'analyse par les uns et les autres peut être différente et le consensus ne pas s'établir. Or de la divergence dans

¹⁰⁴² Pierre Tanguy, Sûreté nucléaire 1989, Rapport de l'inspecteur général pour la sûreté nucléaire, EDF-Direction Générale, 1989, p. 7.

l'analyse technique de certains phénomènes microscopiques (au sens propre du terme pour ce qui concerne les fissures) par les spécialistes découle telle ou telle politique, stratégie industrielle dont les coûts sont eux très nettement macroscopiques. L'analyse des prises de position de l'autorité de sûreté montre que ce sont bien des questions techniques qui sont à l'origine des conflits.

En effet, on peut dater de l'année 1987 le premier raidissement significatif - et partiellement public ¹⁰⁴³ - de l'autorité de sûreté à propos d'un problème technique à la base, celui de la dégradation des tubes des générateurs de vapeur. Or l'usure de ces tubes débouche sur la question du remplacement de ces appareils, question à laquelle EDF tarde - du point de vue du SCSIN - à répondre. C'est bien là, à propos d'un problème technique délicat, que les positions se raidissent, étant donné les conséquences de ces remplacements en termes de coûts pour EDF, en terme de crainte de devoir laisser ces appareils fonctionner en sûreté dégradée faute de remplacement en temps utile du côté du service central. D'ailleurs, après la décision prise en 1988 par EDF de procéder au premier remplacement d'un générateur de vapeur sur la tranche de Dampierre 1 pour l'année 1990, les relations s'améliorent entre l'exploitant et le SCSIN. Jusque-là, la question de la lenteur de mise en œuvre des modifications sur les installations avait été le principal point de friction, et avait de nombreuses fois provoqué la colère des pouvoirs publics depuis 1985, mais ils n'en avaient pas fait un casus belli, conscients que la gestion de ces améliorations était un problème nécessitant de toute façon un certain délai.

Mais après la question des générateurs de vapeur, l'année 1989, considérée comme une «année chaude pour la sûreté» selon le mot de l'inspecteur général d'EDF, fait apparaître un autre problème délicat, celui de la maintenance des installations posant l'épineuse question des facteurs humains dans l'organisation de l'exploitation du parc nucléaire. Outre les nombreux autres problèmes qui apparaissent en 1989, que ce soit la qualité sur les chantiers ou la réalisation de certaines pièces, les années qui suivent sont marquées par un deuxième grand problème technique, dont la solution n'est pas évidente lors de sa découverte, celui des couvercles de cuve. Là aussi, l'expertise du problème n'est pas simple, et les solutions s'avèrent fort déchirantes.

18.2. Les griefs d'EDF à l'égard des autorités de sûreté : le rapport annuel 1989 de l'IGSN

On peut considérer que les griefs d'EDF contre les Autorités de Sûreté sont exprimés de la manière la plus explicite par Pierre Tanguy, alors Inspecteur Général de la Sûreté Nucléaire d'EDF dans un rapport annuel de 1989. Le texte n'était pas destiné à être rendu public et il s'adressait au Directeur Général d'EDF; il avait été distribué à une centaine de cadres. Le rapport IGSN 1989 peut être considéré comme étant parmi les expressions les plus franches formulées sur la sûreté des centrales d'EDF et sur les relations avec l'autorité de sûreté. Qui plus est, de la part d'un des grands noms historiques de la sûreté nucléaire en France, qui se place du point de vue d'EDF, et de la sûreté. A la suite de

¹⁰⁴³ Réunion du Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire du 5 juillet 1988 lors de la présentation du rapport d'activité du SCSIN pour l'année 1987.

fuites dans la presse de passages de ce rapport, fuites mal interprétées selon son auteur, et faute de pouvoir empêcher qu'un document publié à un grand nombre d'exemplaires ne subisse le même sort, les versions des années suivantes seront publiques. Notons après leur auteur que les propos de l'IGSN n'engagent que lui et non EDF. Ce rapport 1989 constitue une source documentaire de grande qualité étant donné la personnalité de son auteur, le rôle qu'il a joué dans la gestion de l'expertise de la sûreté nucléaire en France, mais également de par sa position d'inspecteur, n'ayant de ce fait de compte à rendre qu'à la Direction Générale d'EDF pour lui proposer un panorama des centrales du seul point de vue de la sûreté et proposer un certain nombre d'actions pour son amélioration. Le point de vue d'EDF exploitant, souhaitant produire du kWh dans les meilleures conditions peut lui se résumer à «on nous en demande toujours plus»¹⁰⁴⁴.

Chaque rapport annuel de l'inspecteur général, rédigé depuis 1988, débute par un dossier de synthèse. Celui de 1989 développe une rhétorique qui fait l'apologie de la technique comme solution objective à toutes les difficultés. Véritable manifeste technocratique, pas nécessairement au sens péjoratif du terme, le rapport de synthèse défend l'idée que le pouvoir doit revenir à ceux qui savent, être attribué sur la base de la connaissance, ce qui s'accompagne du rejet des hommes politiques, de l'opinion publique, de certains contre-experts ou associations, incapables d'avoir d'une vision d'ensemble, pondérée, objective des questions techniques sensibles.

De façon très symbolique, son «panorama de la sûreté nucléaire» commence par un premier paragraphe intitulé «l'évolution de l'environnement national» qu'il est nécessaire de reproduire largement. Il débute comme suit :

«Les relations avec les Autorités de Sûreté ont évolué de manière très significative au cours de l'année 1989. On ne peut pas parler à proprement parler de «rupture», car cette évolution était déjà amorcée dans les années antérieures, mais 1989 a vu une succession de prises de position de la part du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) qui ont indiqué sa volonté de marquer son indépendance vis-à-vis de l'exploitant nucléaire EDF, premier responsable de la sûreté de ses installations, et qui reflètent plus ou moins directement l'opinion des milieux politiques vis-à-vis des questions de sûreté et de protection de l'environnement, telle qu'elle s'est notamment manifestée au cours du débat parlementaire de décembre 1989. (...) Il va de soi qu'EDF ne peut que suivre les directives que lui donnent les Autorités de Sûreté, et qu'en outre nous nous félicitons de l'affirmation publique de l'indépendance de ces Autorités. Je considère pour ma part que l'indépendance de jugement en matière de sûreté a toujours été la règle depuis pratiquement les origines du programme nucléaire français, quoi qu'aient pu en dire certains critiques de ce programme. Ce qui me paraît néanmoins fondamental, c'est que cette indépendance s'est toujours appuyée sur une analyse technique contradictoire, mais approfondie [souligné par nous], des dossiers et il me paraîtrait dangereux qu'elle puisse désormais se fonder d'abord sur des considérations de nature socio-politique. Une telle dérive

¹⁰⁴⁴ Ce refrain du «Toujours plus...» est même le titre d'un éditorial de Francis Sorin dans la N°5 de l'année 1992 de la Revue Générale Nucléaire à propos de «sécurité nucléaire et société» dont deux titres de paragraphe en gras résumant bien l'esprit : «Le nucléaire «diabolisé»», «Radioprotection : l'escalade».

conduirait à un processus décisionnel qui se situerait en terme de conflit de pouvoir, et non plus de recherche du meilleur compromis technique. L'évolution de nos relations avec le SCSIN me conduit donc à une mise en garde. On a tendance parfois à mettre sur le seul compte de la qualité des hommes et de l'organisation des entreprises le succès du programme nucléaire français par rapport à l'étranger. C'est trop vite oublier l'importance de l'environnement favorable sur les plans politique, juridique et réglementaire dans lequel notre programme a pu se développer. En ce qui concerne la contrainte réglementaire, il est généralement reconnu qu'elle a une large part de responsabilité dans l'échec du programme nucléaire américain, qui disposait au départ d'une avance technologique considérable. Il est instructif de noter que les «régulateurs» américains ont souvent cru de bonne foi qu'en marquant plus nettement leur pouvoir vis-à-vis de l'industrie américaine, notamment par un durcissement de leurs exigences, ils rendaient service à cette industrie, et regagnaient en même temps la confiance du public. Ils se sont doublement trompés. Or je crains que nous n'assistions aujourd'hui à une tendance similaire en France, avec plus d'une décennie de décalage. Il me paraît significatif que les derniers mois aient vu se multiplier des propositions de restructuration de l'organisation nationale de la sûreté nucléaire, alors qu'aucun responsable ne met sérieusement en cause le bien-fondé technique des décisions prises dans le passé, et que la seule préoccupation avancée porte sur la perception de ces questions par l'opinion publique. Plusieurs initiatives locales, telle la «contre-expertise» organisée par le Conseil Général du Haut-Rhin à l'occasion de l'épreuve décennale de Fessenheim, ressortissent à mon avis au même courant, même si souvent les préoccupations de protection vis-à-vis de la radioactivité l'emportent sur les soucis strictement de sûreté. En pratique, cette évolution se traduit pour EDF par de nouvelles contraintes auxquelles l'Entreprise doit faire face. (...) Je pense que c'est avant tout sur les aspects techniques de sûreté que nous devons faire porter notre effort. En effet, notre préoccupation essentielle doit être de maintenir en France un consensus sur les réponses à apporter aux problèmes techniques de sûreté (...). Nous devons nous efforcer de garantir la qualité du dialogue technique entre nos spécialistes et les experts indépendants qui apportent leur soutien aux Autorités de Sûreté.»¹⁰⁴⁵

Cette franchise dans le propos à l'encontre de l'évolution en cours de l'opinion et des autorités, ne met pas sous le boisseau les dysfonctionnements ou erreurs propres à EDF, qui contribuent à un mauvais dialogue technique avec les autorités de sûreté. Tanguy reconnaît les torts de l'exploitant sur certaines questions et propose un certain nombre de voies de progrès au sein d'EDF : «Ceci impose que nous leur ouvrons tous nos dossiers, que nous respectons à la lettre les engagements pris auprès du SCSIN comme du Groupe Permanent, notamment en ce qui concerne les délais d'étude, que nous réagissions rapidement sur les incidents, et que nous nous efforcions d'anticiper les problèmes plutôt que de les subir. Je sais que les Directions Opérationnelles partagent ce point de vue, mais nous devons reconnaître que nous n'avons pas toujours été sans reproches sur certains points dans le passé. J'espère que notre interlocuteur technique

¹⁰⁴⁵ Pierre Tanguy, *Sûreté Nucléaire 1989, Rapport de l'Inspecteur Général de la Sûreté Nucléaire, EDF-Direction Générale*, 15 janvier 1990, p. 5.

principal, l'IPSN, sortira renforcé des débats en cours sur le CEA.[Il s'agit de projets de dissocier l'IPSN du CEA](...)»¹⁰⁴⁶

Quelques années plus tard, Tanguy reste fidèle à cette vision quand il tire le bilan en 1995 du fonctionnement du parc électronucléaire français. Nous reproduisons le paragraphe suivant qui résume parfaitement la situation au tournant des années 1980-1990, et qui élargit son propos :

«Jusqu'aux années 90, la France avait échappé au caractère conflictuel aigu et quasi permanent qui présidait depuis quelque 10 ou 15 ans aux relations entre les exploitants et les autorités de sûreté dans les grands pays nucléaires comme les USA ou la RFA. (...) Les années qui ont suivi Tchernobyl ont vu dans notre pays une certaine dégradation des relations entre autorités de sûreté et exploitants, notamment entre EDF et la DSIN. Début 1992, l'autorité de sûreté reprochait à l'exploitant d'être plus soucieux de produire que d'accorder une priorité absolue à la sûreté. A l'appui de ce reproche, la DSIN citait des engagements non tenus, un nombre important d'incidents impliquant le non respect de consignes, un manque d'anticipation des problèmes potentiels, etc. L'exploitant pour sa part considérait qu'il était l'objet d'une extension permanente du champ réglementaire, au détriment de sa responsabilité propre, et de tracasseries et d'exigences souvent disproportionnées par rapport à la nature des problèmes réels de sûreté soulevés. Il constatait que l'autorité de sûreté privilégiait l'avis des «contre-pouvoirs» tels les médias, les syndicats, et certains «contre-experts» indépendants, aux dépens d'une analyse objective des questions techniques. En bref, le climat était devenu quelque peu détestable dans les années 1991-1992 et ceci ne pouvait que nuire à la sûreté à plus ou moins longue échéance. (...) Il était clair pour nous qu'une amélioration passait par la restauration du dialogue technique dont l'efficacité et les vertus avaient fait leur preuve dans un passé proche, entre l'exploitant, l'autorité de sûreté et ses appuis techniques. La situation exigeait au préalable des corrections de dysfonctionnements internes, qui existaient sans doute chez tous les acteurs, mais qu'il appartenait d'abord à l'exploitant (EDF ou CEA) de prendre en charge en ce qui le concernait. Elles devaient se traduire notamment par une plus grande formalisation des engagements qu'il était amené à prendre vis-à-vis de l'Autorité de Sûreté et une plus grande rigueur dans la tenue de ces engagements.»¹⁰⁴⁷

Les passages que nous avons soulignés sont significatifs de cet accent mis sur les questions techniques, propres à susciter l'adhésion de tous, contre les influences socio-politiques extérieures jugées néfastes.

18.3. L'affirmation par le SCSIN de son rôle

Même si nous estimons que ce n'est pas le phénomène essentiel pour comprendre l'évolution du Service central, il est évident que le contexte général s'est modifié depuis

¹⁰⁴⁶ Ibid.

¹⁰⁴⁷ Bourgeois, J., Tanguy, P., Cogné, F., Petit, J., *La sûreté nucléaire en France et dans le monde*, Polytechnica, Paris, 1995, p. 231.

l'accident de Tchernobyl, qui a réveillé la crainte du public à l'égard de la chose nucléaire. L'épisode est peut-être anecdotique mais l'opposant le plus constant au programme nucléaire, le GSIEN, qui était prêt à abandonner le combat faute de forces, est ravivé après Tchernobyl. En 1989, la vague d'hostilité est certes retombée, mais la suspicion reste forte contre tout ce qui touche de près ou de loin au nucléaire. Tchernobyl a changé la donne et a exigé une meilleure transparence des pouvoirs publics et il est un fait que la période 1988-1992 est marquée par l'affirmation, nouvelle, publique, de son rôle par le Service Central.

18.3.1. L'affirmation d'un pouvoir réel

Un exemple de cette nouvelle attitude du SCSIN est donné par la publication de sa «Charte de sûreté» dans le *Bulletin SN* N°67 d'avril 1989. Ce petit dépliant synthétique, après avoir décliné sur quelques lignes le fonctionnement du SCSIN en différents grands thèmes, «Notre Mission», «Notre Ambition», «Nos Moyens», se termine par le paragraphe intitulé «Nos principes d'action» que nous reproduisons car c'est là que réside la nouveauté :

«Nous assurons notre mission dans le respect de principes fondamentaux : - Nous ne transigeons pas avec les règles de sûreté, quelles que soient les contraintes économiques, sociales, politiques. - Nous veillons, de manière permanente, à ce que tous les acteurs concernés orientent leurs efforts dans le sens du renforcement de la sûreté nucléaire. - Nous ouvrons l'information à tous les publics, en tenant un langage de vérité.»¹⁰⁴⁸

Le Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires N°65, paru en décembre 1988, comportait déjà un dossier sur «Les relations entre autorité de sûreté et exploitants d'installations nucléaires» qui exposait au lecteur la doctrine de fonctionnement du contrôle de la sûreté nucléaire en France. L'exposé de ces principes avait déjà été publié dans les années 70 après la création du Service central, mais en 1988 le SCSIN s'attachait à mieux délimiter les responsabilités de chacun des interlocuteurs, autorité et exploitant. Car le problème est la tendance réciproque à empiéter sur les prérogatives de l'autre qui ravive le débat de savoir si l'autorité de contrôle doit se contenter de parler d'objectifs ou si elle doit aussi s'occuper des moyens, et voir si ces moyens - de la responsabilité d'EDF - sont de nature à remplir les objectifs :

«L'expérience française conduit l'autorité de sûreté à porter une attention particulière à la compétence et à l'exercice des responsabilités d'un exploitant nucléaire. Dans ce contexte, la sur-réglementation et le sur-contrôle ne paraissent pas de nature à améliorer la sûreté. Au contraire, les excès d'encadrement réglementaire engendrent le risque d'une «déresponsabilisation» de l'exploitant. Aux pouvoirs publics de fixer les objectifs de sûreté. A l'exploitant de définir les modalités pratiques pour les atteindre et de convaincre l'autorité du bien-fondé de ces modalités. A l'exploitant de mettre correctement en œuvre ces pratiques. Aux pouvoirs publics de vérifier par sondage la qualité de cette mise en œuvre. A chacun de ces deux partenaires, chacun dans son rôle et dans l'exercice de sa responsabilité, de rester vigilant. Ces diverses actions

¹⁰⁴⁸ *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, «La charte de sûreté», Bulletin SN, N°67, avril 1989.*

nécessitent un dialogue technique permanent qui n'est pas contradictoire avec l'exercice du contrôle réglementaire rigoureux.¹⁰⁴⁹

La suite de l'article développe chacune de ses étapes. On reconnaît ici au mot près les termes employés par Tanguy quant aux aspects néfastes d'une réglementation excessive. Cela montre que tous les acteurs institutionnels français de la prise en charge de la sûreté nucléaire partagent la même conception d'un nécessaire dialogue technique, cette conception élaborée dans les années soixante, puis formalisée au début de la décennie 70. Mais le fait nouveau est que le Service Central affirme son pouvoir : quand le dialogue s'enlise - et l'on pourrait dire, parce que la solution technique est délicate - l'autorité de contrôle tranche. L'idée était déjà présente dans le Bulletin SN de décembre 1988, mais elle est exprimée très clairement dans le rapport d'activité 1989. Dans son préambule, après avoir rappelé la procédure des relations entre pouvoirs publics et exploitant exposée plus haut, le chef du SCSIN poursuit : «Cet enchaînement de responsabilités nécessite un dialogue constructif entre ces deux partenaires. Ce dialogue est un facteur très important pour la sûreté, qui ne peut progresser de façon cohérente que s'il y a compréhension des analyses techniques faites de part et d'autre. On constate avec satisfaction qu'un consensus est atteint sur de nombreux sujets. Mais le consensus ne peut être permanent et universel ; il est bien clair qu'après le dialogue, l'autorité réglementaire s'exerce sans être entravée par une éventuelle absence de consensus avec l'exploitant.»¹⁰⁵⁰

C'est la nouvelle doctrine, qui sera reprise mot à mot dans différents articles du SCSIN par la suite.¹⁰⁵¹

L'identité de l'argumentation est frappante entre l'inspecteur général d'EDF et l'autorité de sûreté sur ce qui doit être une bonne pratique - un dialogue technique constructif - mais également dans ce qui doit être évité - la dérive à l'américaine - qui ne manquerait de se produire en cas d'enlisement du dialogue technique.

Le risque si le dialogue ne s'établit plus est que les exploitants ne présentent pas toutes leurs données mais seulement celles qui vont dans leur sens, qu'ils n'informent pas les autorités de leurs doutes. Si la confiance disparaît, si la suspicion naît, si l'exploitant ne transmet pas toutes les informations dont il dispose, alors il devient nécessaire que le contrôle se renforce et que les inspecteurs des pouvoirs publics résident en permanence aux côtés de l'exploitant pour surveiller chacune de ses actions, et que les Pouvoirs publics disposent des moyens d'étude redondants.

Le chef du service central lui-même avait, lors des débats au Conseil Supérieur du 28 novembre 1990 à propos des problèmes de maintenance, craint la nécessité d'une

¹⁰⁴⁹ *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires, «Les relations entre autorité de sûreté et exploitants d'installations nucléaires», Bulletin SN, N°65, décembre 1988, p. 1.*

¹⁰⁵⁰ Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires, Rapport d'activité 1989, p. 7.

¹⁰⁵¹ Par exemple ce texte de 1991 de Jean Scherrer, alors Directeur adjoint de la Sûreté des installations nucléaires : J. Scherrer, «Sûreté des installations nucléaires : le contrôle des pouvoirs publics», Revue Générale Nucléaire, N°5, Septembre-Octobre 1991, p. 357.

évolution à l'américaine du contrôle des pouvoirs publics : devant ce qu'il estimait être un manque de contrôle interne d'EDF -EDF ne proposait que des phrases générales et aucun moyen chiffré - il rappelait les principes qui avaient présidé à l'organisation de la sûreté en France, consistant à placer dans les organismes de sûreté des moyens plus modestes que ceux existant à l'étranger, parce que l'hypothèse faite était que les exploitants avaient des structures internes de contrôle fortes, et que les Pouvoirs Publics étaient là non pas pour exercer un contrôle exhaustif mais pour vérifier que l'exploitant travaillait et s'autocontrôlait bien. La crainte était que le constat de l'absence de structures internes fortes au sein d'EDF ne pourrait que nécessiter le passage à un volume de contrôles des Pouvoirs Publics comparable à celui pratiqué aux Etats-Unis, avec des armées d'inspecteurs contrôlant en continu les exploitants. Or cette solution n'était pas jugée satisfaisante par l'autorité de sûreté française qui, pour éviter cette dérive, exigeait fermement que des structures de contrôle fortes se mettent en place à EDF.

18.3.2. La communication et l'ouverture vers l'extérieur

Mais en plus de l'affirmation de son indépendance de jugement, l'autorité de sûreté et plus précisément son chef, Michel Lavérie, met l'accent sur la communication¹⁰⁵² avec le public sur ses activités de contrôle. Il est sans doute important de présenter rapidement Michel Lavérie, car ce sont aussi les hommes, avec leur personnalité, leur caractère, qui forgent l'histoire, et en particulier quand celle-ci repose principalement sur la qualité d'un dialogue.

Michel Lavérie est le troisième chef du Service central de sûreté des installations nucléaires. Il succède ainsi à Jean Servant (1973-1977) et à Christian de Torquat (1977-1986). Né en 1945, Michel Lavérie est ancien élève de l'Ecole polytechnique et ingénieur du Corps des mines. La première partie de sa carrière se déroule au sein des Directions Régionales de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement (DRIRE). Son affectation dans la DRIRE de la région Bourgogne et Franche-Comté, dont il devient le Directeur régional, est l'occasion d'enchaîner sécurité classique - sécurité nucléaire, puisque la région de Dijon concentre l'essentiel des usines de fabrication des composants du programme nucléaire de l'époque, ce qui vaut à sa direction de jouer un rôle particulier de sécurité industrielle pour le domaine du nucléaire. Il poursuit dans cette voie au

¹⁰⁵² Ce souci de communication apparaît dans le numéro 61 du Bulletin SN de janvier-février 1988, où Michel Lavérie évoque, dans un éditorial intitulé «Le bulletin SN : pour qui et comment le rédiger», les problèmes auxquels est confronté le SCSIN pour communiquer sur la sûreté. Les 61 numéros précédents ont en effet été rédigés par la petite équipe d'ingénieurs du service, qui seront désormais épaulés par des spécialistes de la communication. Les rédacteurs se posaient différents types de problèmes : quels faits relater dans le bulletin ? La question de l'importance de ces faits est complexe car elle peut dépendre de composantes multiples telles que l'influence ponctuelle sur la sûreté de l'installation, les enseignements génériques à tirer, les conséquences économiques ou l'impact psychologiques. De ce point de vue l'échelle de gravité devait permettre de préciser plus explicitement ce qui mérite d'être relaté. La difficulté du comment rédiger ces articles réside également dans le souci d'éviter les critiques dénonçant soit une volonté de cacher certains faits ou au contraire de noyer le lecteur sous un flot d'informations. Par ailleurs, le bulletin SN étant adressé à un public de spécialistes et au grand public, les rédacteurs doivent trouver le ton juste pour chacune de ces différentes catégories. Autre aspect plus général, le compte rendu des incidents ne doit pas apparaître comme une mise en accusation systématique de l'exploitant, sans pour autant minimiser les problèmes que l'exploitant rencontre.

Ministère de l'industrie au niveau central en tant que chef adjoint du Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) de 1979 à 1986. Il est nommé chef du service le 6 juin 1986, puis devient Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) en 1991 quand le service devient direction, poste qu'il occupera jusqu'en 1993.¹⁰⁵³

Si en général le milieu des ingénieurs est assez avare en jugements sur les individus, un qualificatif revient souvent dans le propos de certains responsables vis-à-vis de la personnalité de Michel Lavérie, dépeint comme un homme de fort caractère, ne manquant pas d'exprimer par moments ses désaccords et parfois sa colère.

Dans le journal *Le Monde* du 23 mai 1989, Michel Lavérie, chef du SCSIN, publie un point de vue sous le titre «Nucléaire : éclairer... l'opinion». Cet article témoigne de cette volonté de communication en direction du public. Le texte est reproduit dans le *Bulletin SN* N°69 d'août 1989. L'article est très bien résumé par sa conclusion : «Notre parc nucléaire doit fonctionner avec un taux élevé d'acceptation de l'opinion, lequel ne se développera que sur la connaissance rationnelle de la réalité nucléaire. Il convient de sortir du cercle vicieux selon lequel on aurait intérêt à en dire le moins possible pour conforter l'indifférence générale. Il faut entrer dans un cercle vertueux où plus on en dit, plus les choix sont compris et plus les comportements deviennent responsables(...).»¹⁰⁵⁴ Selon Michel Lavérie, l'opinion, après une vive opposition lors de la construction du parc nucléaire français, semble aujourd'hui résignée à l'existence des centrales. Mais résignation ne signifie pas approbation. Or la phase actuelle d'exploitation ne peut manquer d'engendrer des incidents, qui, mal interprétés par le public, pourraient conduire à un rejet en bloc de cette industrie. Il est donc nécessaire que l'opinion ait une vision claire de ce qu'est la sûreté, grâce aux élus, aux médias. Ceci passe par l'explication de la façon dont les pouvoirs publics exercent leur contrôle des activités de l'exploitant, par l'information sur les conditions d'exploitation requises (normes, situations hors normes) qui garantissent un fonctionnement sans prise de risques inacceptables. Le SCSIN, exerçant son contrôle au nom de l'opinion, doit donc être transparent sur la façon de mener son activité ce qui justifie une politique d'information exigeante pour faire de l'opinion un acteur à part entière de la politique de sûreté.

Quelques passages de l'article veulent annoncer une rupture avec les pratiques antérieures : «Dans le passé, la communication du SCSIN, autorité de sûreté, pouvait apparaître à juste titre particulièrement discrète et soucieuse de préserver l'image des exploitants. D'où le reproche fréquent du péché par omission. Depuis Tchernobyl, le SCSIN a tiré les conséquences des risques de défiance qui se sont manifestés dans l'opinion et a fait franchir à sa communication une étape décisive.» Michel Lavérie ajoute : «La complexité du sujet ne doit jamais servir de prétexte à l'absence de clarification de notre activité. De même la nature claire et rude de nos relations avec l'exploitant ne nous

¹⁰⁵³ Après 13 ans passés dans le contrôle au niveau central de la sûreté nucléaire, il est nommé Directeur Général de l'Institut National de l'Environnement Industriel et des Risques (INERIS), établissement public sous tutelle du ministère de l'Environnement qui a pour rôle de fournir études et expertises dans le domaine du risque industriel. En 1997, il est nommé Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire au CEA.

¹⁰⁵⁴ Michel Lavérie, «Nucléaire: éclairer... l'opinion», Bulletin SN, N°69, août 1989, p. 15.

empêche pas de faire valoir nos différences, si elles correspondent à notre analyse des phénomènes. Ce processus actif d'information va, certes, générer une demande sans cesse plus précise face à laquelle il faudra nous organiser. Cela fait partie de la façon moderne dont nous comprenons notre mission.»¹⁰⁵⁵

Mais au-delà de la communication vers l'opinion, établir des relations avec d'autres acteurs que les spécialistes est jugé nécessaire, et même bénéfique, par l'autorité de sûreté. Et il y a là une divergence fondamentale avec d'autres acteurs du nucléaire. Dans un éditorial à un dossier de la *Revue Générale Nucléaire* consacré à la sûreté, Michel Lavérie va en effet plus loin que la nécessité de transparence : «L'industrie nucléaire a un intérêt vital à ce que les jugements de l'opinion soient les plus conformes possibles à la réalité des installations. En particulier les progrès de la sûreté doivent être accompagnés des progrès de sa perception par l'ensemble des regards extérieurs.»¹⁰⁵⁶ C'est l'idée déjà développée dans le Point de vue au *Monde* de mai 1989. La nouveauté est dans la suite du raisonnement. «Anticipation, réalisme, pression de l'opinion, quelles qu'en soient les raisons, un constat s'impose : la France s'est lancée depuis quelques années dans une politique de transparence exigeante. Cette politique se caractérise par la reconnaissance d'un droit de regard [souligné par M. Lavérie] sur les choix du nucléaire et notamment de sa sûreté. Elle implique que la «transparence» ne soit pas vécue comme une contrainte à court terme, mais comme un apport à plus long terme. D'une façon générale, les divers regards extérieurs doivent être reconnus comme bénéfiques. Avec des approches différentes, ils évitent la sclérose et les tentations d'autosatisfaction des spécialistes.[souligné par nous] Ainsi, les doutes, les réflexions, les contre-expertises, les critiques venant des élus, des associations concernées, des organisations syndicales, d'experts, d'organismes internationaux et de bien d'autres partenaires font progresser la sûreté. Les informations qu'ils émettent ou qu'ils relaient sont aussi des facteurs de progrès.»¹⁰⁵⁷

18.4. Les experts et l'opinion

C'est là une divergence profonde notamment avec certains experts de l'appui technique, comme Pierre Tanguy, ancien chef de l'IPSN de 1978 à 1985, Président du Groupe Permanent Réacteurs à la même période, puis inspecteur général pour la sûreté à EDF. Partisan de l'ouverture à l'expertise internationale qu'il a toujours prônée, il estime par contre que les opposants ou contre-experts n'ont jamais rien apporté à la sûreté nucléaire. A propos des arguments des antinucléaires, il écrit que «la plupart des critiques étaient infondées. Même lorsqu'elles portaient sur des problèmes réels, ceux-ci étaient en général déjà connus des experts de l'administration, et les antinucléaires n'ont jamais apporté de solution nouvelle.»¹⁰⁵⁸ Dans un entretien, il réaffirme l'inutilité historique de l'opposition : «je ne vois pas sur quel point ils auraient soulevé un problème - ou apporté

¹⁰⁵⁵ Ibid.

¹⁰⁵⁶ Michel Lavérie, «Sûreté nucléaire : droit de regard et devoir de progrès», RGN, Septembre-Octobre 1991, p. 353.

¹⁰⁵⁷ Ibid.

une solution - auquel on n'aurait pas pensé.»¹⁰⁵⁹

18.4.1. Un processus d'expertise à plusieurs niveaux

Il est vrai que dans le cas contraire, cela aurait signifié pour le spécialiste de la sûreté une remise en cause de ses compétences, de son travail, de sa raison d'être. Car fondamentalement, le rôle des experts de sûreté est, on ne peut que le confirmer, technique. Pour s'exprimer sur les questions de sûreté, il faut disposer de compétences, dont ils sont détenteurs, ce qui est indéniable. Et pour parler dans ce domaine, il faut connaître. Or ces experts ne sont pas nombreux.

Pour la radioprotection, la question est quelque peu différente : il s'agit de mesure et il est moins compliqué de trouver des experts hors du sérail nucléaire et de valider leur compétence d'après un certain nombre de protocoles expérimentaux. Les critiques des opposants seront de ce fait toujours plus pertinentes en matière de radioprotection qu'en matière de sûreté. La principale cause de discrédit des autorités vient de l'affaire de nuage de Tchernobyl dont chacun se souvient qu'il s'était arrêté à la frontière.

Par ailleurs, il aurait été surprenant que des opposants non spécialistes des questions si pointues du nucléaire découvrent des problèmes insoupçonnés par les experts attitrés, car pour la sûreté, ce sont près de 400 personnes à l'IPSN qui travaillent sur ces questions, qui ont été recrutées parmi les spécialistes français de l'énergie nucléaire. De plus, le processus même de l'expertise de la sûreté procède par plusieurs lectures, avec des points de vue différents. La confrontation technique met en scène plusieurs niveaux d'experts : ce sont d'abord les spécialistes d'EDF qui proposent leurs arguments. Ceux-ci sont étudiés par les experts analystes de l'IPSN, qui remettent leurs conclusions à l'administration qui les examine. Quand les sujets s'avèrent importants et lourds de conséquences, les autorités demandent l'avis du Groupe Permanent d'experts concerné. Pour les thèmes relatifs au circuit primaire sous pression, un niveau d'expertise supplémentaire intervient à travers la gestion du dossier par le Bureau de la Construction des Chaudières Nucléaires (BCCN) et la Section Permanente Nucléaire (SPN) de la Commission Centrale des Appareils à Pression (CCAP). Ce sont donc plusieurs lectures des dossiers qui sont faites, au niveau national, mais également en accord avec l'état de l'art au niveau international, à travers la participation à de multiples expériences, collaborations, colloques...

Ces diverses confrontations jouent sans nul doute un rôle important pour limiter l'esprit de groupe, de caste, et pour contrebalancer la logique interne d'une communauté qui pourrait avoir tendance à s'auto-aveugler par des raisonnements acceptés en interne, déconnectés de la réalité et laissant de côté certains aspects importants. De ce point de vue, comme nous l'avons montré, la sûreté nucléaire a été d'emblée - et le phénomène s'est amplifié avec le temps - une question discutée à l'échelon international, et les solutions nationales ont rarement pu s'écarter des solutions dont le consensus s'était établi au niveau international. D'ailleurs, les opposants qui en France ont les plus grandes

¹⁰⁵⁸ Pierre Tanguy, Nucléaire pas de panique !, Nucléon, Paris, 1997, p. 46.

¹⁰⁵⁹ Entretien avec Pierre Tanguy.

difficultés à obtenir les informations, s'abreuvent des documents publiés à l'étranger. Paradoxalement, les spécialistes français si peu enclins à communiquer en France, s'expriment là librement, donnant à leurs collègues du nucléaire des informations qu'ils taisent aux opposants sur le sol national.¹⁰⁶⁰

18.4.2. Compétence scientifique et technique

Fondamentalement, les spécialistes de l'appui technique ont connu une sorte «d'âge d'or», l'époque de Jean Bourgeois, où les discussions étaient menées entre spécialistes de l'exploitant et spécialistes de l'autorité de sûreté, entre «gens de bonne compagnie» pour résumer. On se souvient du fonctionnement de la Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) du CEA depuis 1960, où les débats se tenaient entre chefs des départements, sans ménagement ni compromission, sous la haute autorité du Haut-commissaire Francis Perrin qui avait fait partie aux côtés de Joliot des premiers découvreurs en France des principes physiques de la fission. Cet âge d'or correspondait également au fait que l'organisme d'expertise résidait au sein du Commissariat à l'Energie Atomique, à son apogée pourrait-on dire : le CEA disposait de moyens conséquents, d'objectifs clairement définis, et de dirigeants de haut niveau, tous ingrédients nécessaires à la réussite d'une organisation quel que soit son champ d'activité.

Mais le CEA était également un organisme de recherche scientifique et technique qui de ce fait disposait d'une réelle compétence, quasi exclusive en France. La création du Service central en 1973 au sein de l'administration n'allait pas réellement modifier ce fonctionnement, en conservant leur rôle aux appuis techniques et groupes d'experts. En France, historiquement, l'IPSN est en effet issu en 1976 du puissant organisme scientifique qu'est le Commissariat à l'Energie Atomique. Les premiers dirigeants de cet institut d'expertise ont compté parmi les quelques dizaines de pionniers du CEA qui ont assuré le développement industriel de l'énergie nucléaire en France au cours des années cinquante et soixante. Jean Bourgeois, puis Pierre Tanguy ou encore François Cogné ont consacré près de vingt ans de leur début de carrière professionnelle au développement des premiers projets français en matière d'énergie nucléaire. Ce sont ces hommes qui ont par la suite modelé les organismes chargés de la sûreté. Ils ont pu recruter, à l'intérieur du CEA, les spécialistes compétents. Le CEA a constitué ce vivier dans lequel ils ont pu puiser des scientifiques et techniciens travaillant en liaison à la fois avec les recherches théoriques et avec la recherche appliquée aux réalisations concrètes les plus en pointe de l'énergie atomique.

La structure, la composition, le mode de travail de l'IPSN ont été conçus par Bourgeois et ses successeurs de façon à envisager les différents aspects de l'expertise

¹⁰⁶⁰ D'après un entretien avec Monique et Raymond Sené : «Dans les conférences internationales, les gens du CEA, Framatome ou Novatome à l'époque, faisaient des publications sur des études des problèmes, de situations, qu'on ne connaissait pas en France. Mais ils étaient en train de travailler en disant : il y a un risque important d'un type de fusion de coeur sur Superphénix, alors que tout le monde en France utilisait une documentation dans laquelle [il était affirmé que] il n'y a aucun problème, ça ne peut pas arriver. Au moment où ils présentaient cela à une conférence à Seattle ! « Nous pouvons confirmer que ce sont souvent les documents internationaux qui résument les positions des divers intervenants nationaux et dans lesquels les positions françaises apparaissent exprimées le plus clairement, comme lors des colloques de l'AIEA, ou de l'OCDE.

de la sûreté. Ils insistent sur le soin qu'ils ont porté à regrouper à la fois des spécialistes pointus des différents domaines en jeu dans la sûreté des réacteurs, mais aussi des généralistes, ainsi que des laboratoires de recherche travaillant pour les précédents. Cette composition de l'IPSN devait correspondre aux tâches mêmes d'un service d'expertise technique, chargé de connaître les détails les plus pointus, et les plus récents des connaissances scientifiques et techniques, mais devant aussi être capable d'esprit de synthèse pour mesurer l'importance, à l'aune de la sûreté, de telle ou telle donnée. Car c'est en cela que réside selon les chefs de l'IPSN la mission de la sûreté : disposer d'un grand éventail de spécialistes très pointus (l'éventail de sujets qu'il est nécessaire d'analyser dans une centrale est large et divers), mais aussi capables de relativiser, de ne conserver de toutes les données que ce qui est essentiel. Il faut pouvoir analyser des monceaux de documents techniques mais en même temps savoir ne retenir, dans la discussion avec l'exploitant, que les éléments pertinents pour la sûreté. C'est en cela que l'analyse est une analyse technique et pas administrative.

Si les experts travaillent avant tout sur des données, il doivent ensuite les analyser au moyen de modèles, qui doivent être eux-mêmes vérifiés, validés sur des expériences. Ces expériences garantissent que les données, et les modèles utilisés pour les interpréter sont valables, ce qui permet d'éviter des erreurs provenant de modèles implicites dont l'expert n'a pas conscience, parce qu'il utilise une relation qu'il a faite tellement de fois qu'elle lui paraît naturelle. Cela est valable au niveau de l'expert individuel, mais aussi au niveau de la collectivité des experts : les programmes de recherche expérimentaux permettent de vérifier que les modèles, équations, utilisés parfois par toute la communauté sont bel et bien adéquats et utilisés dans la bonne plage de validité.¹⁰⁶¹

L'aspect scientifique de l'organisation mérite d'être souligné car il se distingue d'autres types d'organisation de l'expertise dont le caractère est plus administratif ou industriel. Or le mode de fonctionnement de ces différents types de structure ne peut manquer d'influer sur le fonctionnement de l'expertise. Les modes de fonctionnement collectif peuvent être plus ou moins favorables à l'expression des compétences et au rôle d'expertise. Une condition sine qua non de l'expertise est la possibilité pour les experts de faire part de leurs doutes, de leurs inquiétudes, de discuter les divers aspects sans crainte des conséquences en termes de coût, en terme d'efficacité immédiate, ce qui n'est pas le cas d'une organisation de type industriel. Le caractère scientifique de l'organisme d'experts institutionnalise le dialogue, qui est une caractéristique de la communauté scientifique : dans ce type d'organisations, les échanges, la discussion, la confrontation des points de vue, sont en effet considérés comme des facteurs clés permettant de faire progresser les connaissances. Dans le cas d'une organisation à caractère industriel, les critères sont plus centrés sur la rentabilité, les études sont ciblées et peu de latitude est laissée pour des idées sortant des sentiers battus. L'organisation de type administratif, dans le cas français, est prise entre deux feux politiques, les exigences de l'opinion et les

¹⁰⁶¹ Raymond Sené du GSIEN critique cette tendance des experts d'utiliser des arguments d'autorité pour justifier leurs calculs, en se basant sur des lois, sur des courbes acceptées par toute la communauté mais dont plus personne ne sait quelle est le domaine de validité, si ce n'est : «c'est une courbe à un million de dollars, parce que les Américains ont dépensé cette somme pour l'obtenir». Plus généralement, M. Sené critique ce qu'il appelle une approche d'ingénieurs, où les experts mènent des calculs sans connaître la nature des phénomènes, comme par exemple en matière de corrosion sous contrainte.

volontés des dirigeants politiques également responsables du développement économique. Les rôles administratif et technique sont dissociés : à la création du Service central en 1973, le CEA conserve le rôle d'experts qui était le sien, l'administration disposant désormais du pouvoir décisionnel : les experts de l'IPSN n'assument donc pas la responsabilité politique de la décision mais doivent donner un avis, le plus objectif possible. A la limite, ce n'est pas leur rôle de peser les conséquences économiques, politiques de leur avis technique ou scientifique.

La gestion des carrières au sein de ces différents types d'organisation est également un facteur non négligeable pour se doter des compétences, les conserver ou éviter la sclérose des spécialistes. De ce point de vue également, selon Tanguy, le type d'organisation de l'IPSN approchait l'idéal car il était immergé dans un ensemble plus vaste, le CEA. Le fait que le corps d'expertise d'un millier de personnes, baignait dans cette structure de 15 à 20 000 personnes, permettait de gérer les carrières par des transferts entre les deux entités et pas seulement au sein de l'IPSN.

18.4.3. Une certaine vision de la science et de la technique

Le discours de gens comme Tanguy est également le discours d'une génération, qui a connu cet enthousiasme technicien pour une technologie nouvelle dont on pensait qu'elle pourrait révolutionner le monde. Et rappelons que pour la génération qui a participé à cette aventure, car c'est ainsi que cela a été vécu, on est passé en un peu plus de trente ans de la découverte fondamentale de la fission à la production industrielle d'électricité. Par ailleurs, dans les années cinquante, les savants et ingénieurs du nucléaire étaient présentés comme des héros contribuant au progrès de l'humanité. Le progrès technique était présenté comme un facteur de libération de l'homme. Trente ans plus tard, les techniciens se sentent entourés d'une défiance, d'une hostilité de la part de l'opinion, d'une perte de confiance en tout cas. Un argument revient périodiquement dans l'argumentation des hommes du nucléaire et des experts de sûreté en particulier, parfois de façon un peu paranoïaque, à l'égard de l'opinion et de l'opposition. Pour eux, ce qu'ils appellent les contre-pouvoirs sont l'émanation d'une culture littéraire face à la culture scientifique, ce qu'illustre en particulier l'attitude des journalistes qui dans leur majorité dénigrent cette forme d'énergie. Plus généralement, ils mettent en parallèle le rejet de l'énergie nucléaire avec le rejet de la science qui s'est développé dans l'opinion à partir des années soixante-dix : ce ne sont plus les merveilles du progrès technique qui sont mis en exergue mais les dégâts de la technologie, les méfaits de la pensée rationnelle, ou encore les intérêts matériels personnels que poursuivent en fait les scientifiques sous couvert d'élargissement du spectre des connaissances.¹⁰⁶²

Cette génération de techniciens partage en outre une même vision de la technique : ils pensent qu'on peut découvrir la «vérité technique» et qu'elle s'imposera à chacun s'il est de bonne foi, dans un processus consensuel façonnant une sorte de «main stream»

¹⁰⁶² Gerald Holton a analysé plus théoriquement le rejet de la science dans certains courants intellectuels au vingtième siècle, entre les années cinquante où un rapport demandé au Président Roosevelt promettait une vie meilleure si la société favorisait le développement de la science, et la fin du siècle marquée par une baisse du prestige et de l'autorité de la pensée scientifique. Cf. Gerald Holton, Science en gloire, science en procès, Editions Gallimard, Paris, 1998.

qui ralliera chacun. Leur façon de raconter l'histoire de la sûreté est symptomatique : c'est une histoire sans conflits.¹⁰⁶³ Si ce n'est avec les opposants. La comparaison avec l'histoire racontée par cet autre expert de la sûreté, l'américain David Okrent, est instructive : son récit, diamétralement opposée, fait part des difficultés, des débats, des divergences au sein du sérail nucléaire, entre exploitants et experts de l'autorité d'abord, mais également entre experts techniques.¹⁰⁶⁴

Or les chefs de l'IPSN étaient bien placés pour savoir que le déroulement même de l'expertise technique, le dialogue, le débat entre l'expert de l'IPSN chargé d'un dossier et l'expert de l'exploitant, s'il n'est pas conflictuel, est forcément contradictoire, et dépend nécessairement d'un certain rapport de forces, en ce qui concerne l'analyse de sûreté en tout cas. La partie des activités de l'appui technique consacrée aux recherches en sûreté est sans doute moins conflictuelle, plus scientifique que la partie analyse, qui est chargée de critiquer ce que d'autres lui présentent. Souvenons-nous que dans le cadre du processus d'autorisation d'une installation nucléaire, c'est l'exploitant qui propose ses dossiers, qui sont analysés par les experts de l'IPSN. Ceux-ci remettent un avis à l'autorité, qui a le pouvoir de le suivre ou de le rejeter.

Du point de vue de l'instruction technique, la capacité d'analyse dépend étroitement de la bonne volonté de l'exploitant de répondre aux questions qui lui sont posées, car toutes les données ne sont pas dans le camp de l'IPSN. L'IPSN ne peut que demander les dossiers et les analyser, et si l'exploitant n'envoie pas ses dossiers ou ne répond pas aux questions, ce n'est plus un problème d'analyse, mais un problème d'autorité de sûreté, de capacité des pouvoirs publics d'imposer à l'exploitant qu'il transmette ses dossiers. Or pour chaque sujet donné le rapporteur de l'IPSN est en contact avec un correspondant de l'autorité de sûreté, un ingénieur qui suit le dossier, et qui a lui le pouvoir d'injonction. Et la qualité de cet ingénieur n'est pas neutre quant au résultat obtenu. Si le correspondant est très motivé et compétent, l'instruction du dossier peut avancer dans de bonnes conditions s'il sait en plus taper du poing sur la table, en faisant les injonctions de nature à motiver les réponses de l'exploitant. Une critique revient d'ailleurs de façon récurrente chez les experts de l'appui technique à l'encontre de l'autorité, jugée parfois insuffisamment compétente sur le plan technique : les ingénieurs de l'autorité de sûreté sont souvent de jeunes ingénieurs des Mines dont c'est le premier poste, qu'ils n'ont pas nécessairement choisi, et qui n'est qu'une étape obligée dans une carrière qui se déroulera très vraisemblablement dans un tout autre domaine.

La description du processus normal d'instruction montre que les relations entre exploitant et autorité de sûreté, experts de l'exploitant et experts de l'appui technique, sont éminemment matinales de rapports de force. Ce dialogue entre experts se déroule également, parfois, comme un jeu où les demandes de l'appui technique dépassent les attentes réelles afin d'obtenir les réponses de l'exploitant sur des questions moins importantes : on présente une exigence très forte pour rallier son interlocuteur à une

¹⁰⁶³ Cf. Bourgeois, J., Tanguy, P., Cogné, F., Petit, J., La sûreté nucléaire en France et dans le monde, Polytechnica, Paris, 1996.

¹⁰⁶⁴ Cf. Okrent, David, Nuclear Reactor Safety. On the History of the Regulatory Process, The University of Wisconsin Press, Madison, 1981.

position plus médiane, mais plus élevée que celle qu'il défendait initialement, et inversement du côté de l'exploitant. Les remarques précédentes correspondent plus à la situation de la fin des années 90, et les gens comme Tanguy ont connu l'époque plus ancienne où l'administration, nouvellement créée, dépendait plus étroitement de ses experts, un certain nombre d'entre eux y étaient d'ailleurs détachés. En ce sens, la distinction est allée croissante dans le sens d'une perte de pouvoir des experts au profit de l'administration.

Alors pourquoi les experts comme Tanguy se refusent-ils à témoigner de ces conflits ? On pourrait supputer une volonté de ne pas laver le linge sale en dehors de la famille nucléaire. Le devoir de réserve pourrait être évoqué, les experts n'étant pas propriétaires des informations qu'ils produisent, travaillant pour le compte de l'administration. Ou encore, en reprenant une explication commode, avancer que le public ne comprend pas et qu'on ne veut pas lui donner des informations qu'il pourrait être amené à mal interpréter. Parce que les informations sont utilisées par certains opposants malveillants ? Parce que le sujet est trop complexe techniquement ? Certains évoquent le fait que dans le dialogue entre experts, un langage spécifique s'est développé, les termes employés entre les différentes parties ont pris une signification particulière différente du sens habituel : quand par exemple l'IPSN dans un rapport estime que quelque chose est «inacceptable», cela ne signifie pas que c'est un Tchernobyl en puissance, mais comment serait interprété ce terme à l'extérieur ? Le terme «inacceptable» signifie seulement que par rapport au problème posé, la solution proposée ne répond pas de façon satisfaisante. Les experts peuvent également constater que dans le passé, ils n'ont pas eu besoin de l'intervention du public pour que les projets qu'ils jugeaient au sens propres inacceptables au plan de la sûreté n'aient jamais été acceptés. Ce fut vrai dans certains cas, pas dans tous. Au vu du bilan, ils peuvent estimer que finalement le dialogue entre les trois parties constituées (exploitant, expert, autorité de sûreté) est suffisant pour assurer une bonne gestion de la sûreté. D'un point de vue sociologique, on peut avancer que cette volonté de ne discuter qu'entre soi est une caractéristique partagée par l'establishment en général, qui n'aime pas que «ses affaires» soient exposées sur la place publique, que la rétention de l'information est un moyen d'assurer un pouvoir par la détention d'informations dont les subordonnés ou les opposants ne disposent pas. Toutes ces raisons jouent sans doute un rôle.

Mais l'histoire de leur parcours explique cette conception de l'expertise dont ils estiment que le déroulement ne doit pas être nécessairement un combat : ils ont été des constructeurs, des exploitants, œuvrant à la réussite de l'énergie nucléaire; ils connaissent le point de vue de ceux qu'ils expertisent, dont ils partagent les finalités. Tanguy pense qu'il peut y avoir une finalité commune entre exploitant et contrôleur, au moins en ce qui concerne la prévention de l'accident. Chacun dans le cadre de ses responsabilités joue un rôle dans la réussite ou dans l'échec de cet objectif. Et l'un des moyens d'éviter que ce soit uniquement une question d'affrontement peut dans certains cas être une coopération entre les experts, sous réserve que chacun conserve sa liberté propre. Cogné, d'ailleurs, estime que la sûreté, en tant que juge des autres, ne devrait être qu'une étape dans une carrière. A ses yeux l'une des grandes missions de l'IPSN a été de former à la manière d'analyser la sûreté, aux méthodes de la sûreté, des

ingénieurs de l'exploitant (EDF, CEA ou Framatome), qui ont pu mettre sur pied dans leur entreprise des départements de sûreté nucléaire qui n'existaient pas. La sûreté nucléaire est devenue largement répartie, à la fois du côté des Autorités de sûreté ou de ceux qui participent à leur soutien, mais aussi du côté de ceux qui font réellement la sûreté, les exploitants : «Parce que la vraie sûreté ce ne sont pas les voyeurs, ce sont ceux qui la font.»¹⁰⁶⁵ C'est pourquoi à leurs yeux, le fait de passer de l'organisme d'expertise à un service de sûreté de l'exploitant ne pose pas de problème déontologique, c'est faire bénéficier d'une compétence l'organisme qui a en premier lieu la responsabilité de la sûreté. A la suite d'André Gauvenet, directeur de la sécurité nucléaire au CEA passé inspecteur général à EDF, Pierre Tanguy termine également sa carrière chez l'exploitant. Pendant plusieurs années après la création du Service central, certains techniciens de l'IPSN y seront détachés pour apporter leurs compétences.

D'autres transferts dans ces années pourraient apparaître plus choquants, quand des ingénieurs chargés du contrôle administratif au sein du Service central «pantoufflent» chez l'organisme qu'ils étaient chargés de contrôler. Mais cela correspondait sans doute à une étape du développement du nucléaire en France, où les compétences étaient peu répandues, et où l'Etat, consciemment, a choisi de placer un certain nombre de gens compétents de l'administration chez les industriels pour leur permettre de s'améliorer. C'est d'ailleurs une question propre à tout domaine technologique en développement de savoir pour l'administration quel est le meilleur moyen d'utiliser le nombre limité d'experts compétents. Quand on estime qu'une personne, à la limite unique en France, est réellement compétente, où est-elle la mieux placée, chez le contrôleur ou chez le contrôlé ? Ce problème est lié aux possibilités d'évolution de carrière, car cette personne compétente, si elle souhaite poursuivre sa carrière dans l'administration, devra nécessairement faire autre chose. Avec le renforcement des structures, ce genre de dilemme sera de moins en moins d'actualité, et les règles déontologiques interdiront ce type de transfert, quasiment inévitable, voire souhaitable pour certains, au démarrage d'une nouvelle activité.

Sur le fond, la négation par Tanguy de toute utilité aux contre-experts et aux regards extérieurs suggère fortement qu'il s'agit là du témoignage d'une attitude technocratique caractérisée. Il est frappant de constater à quel point les prises de position évoquées correspondent, mot pour mot pourrait-on dire, à l'image que donnait Jean Meynaud¹⁰⁶⁶ du technocrate idéal ou idéalisé d'après la lecture de la littérature favorable à la consolidation ou à l'extension des pouvoirs des techniciens. L'idéologie technocratique développe un certain nombre de thèmes, au premier rang desquels, l'apologie de la fonction technique : c'est tout d'abord l'éloge de la compétence, l'accent mis sur la constatation objective des faits comme nécessaire à la formation d'une décision rationnelle dans un monde de plus en plus complexe. Cette analyse rationnelle est présentée comme présentant la vertu de rassembler les esprits que les controverses idéologiques tendent au contraire à diviser. Ceci est un point capital de la mentalité technicienne selon Meynaud : «la croyance que l'analyse et l'interprétation rationnelles des faits sont susceptibles de provoquer des

¹⁰⁶⁵ Entretien avec François Cogné.

¹⁰⁶⁶ Meynaud, Jean, La technocratie, mythe ou réalité ?, Payot, Paris, 1964.

positions d'unanimité du moins chez les hommes de bonne volonté. Le technicien qui croit posséder à fond une question est toujours surpris et souvent peiné quand il rencontre des oppositions à ses thèses : il est inévitablement tenté de les attribuer à l'ignorance ou à la mauvaise foi. (...) Cette faculté prêtée à la fonction technique de rapprocher et de pacifier les esprits - dont les partisans oublient que la constitution du dossier elle-même n'est jamais indépendante des prédispositions idéologiques de son auteur - est l'un des éléments de l'apologie des techniciens vis-à-vis des hommes politiques.»¹⁰⁶⁷ C'est en effet le deuxième grand thème de l'idéologie technocratique, après l'exaltation du technicien, que la critique de l'homme politique, souvent présenté comme incompetent, perméable aux intérêts particuliers et incapable de défendre l'intérêt public. Dans la position de Tanguy, l'intérêt public est la sûreté, l'homme politique englobe et les politiciens et l'autorité de sûreté soumise aux pressions des contre-pouvoirs et de l'opinion. Une précision s'impose tout de même : d'après les idéologues de la technocratie, ce sont les techniciens qui, au nom de leurs compétences dans un champ particulier, doivent revendiquer le pouvoir politique, donc un pouvoir allant au-delà de leur propre domaine, parce que leur compétence particulière leur donnerait les outils adaptés à la gestion des affaires complexes. La position de l'ancien chef de l'IPSN et responsable de la sûreté d'EDF est autre, il ne revendique pas le pouvoir : il dénie aux néophytes le droit de s'ingérer eux dans les affaires où il est compétent, lui. Il est vrai que les temps ont changé, et que de toute façon, même s'il l'avait souhaité, le temps n'est plus où le technicien, l'expert décidait. C'est désormais plus que jamais l'autorité de sûreté, le «politique», qui décide.

18.5. Le contexte modifié

Du point de vue de l'administration, l'évolution dans le sens d'une plus grande ouverture était difficilement évitable, car d'autres acteurs se mêlent au débat et demandent des comptes.

18.5.1. L'implication des hommes politiques

Par rapport aux décennies précédentes, le contexte dans lequel évolue le contrôle de la sûreté nucléaire est sensiblement modifié. C'est par exemple l'Office parlementaire qui s'intéresse à ces questions et va à partir de 1990 publier un bilan annuel intitulé «Contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires». L'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques a été créé par une loi de juillet 1983 avec pour mission de fournir aux députés et aux sénateurs les moyens d'évaluer les conséquences de l'évolution scientifique et technologique sur l'organisation économique, politique et sociale de la France. Après un premier rapport sur les pluies acides en 1985, l'Office publie en décembre 1987 un rapport sur les «Conséquences de l'accident de la centrale nucléaire de Tchernobyl et sûreté et sécurité des installations nucléaires». Le texte, dont les rapporteurs sont les sénateurs Jean-Marie Rausch et Richard Pouille, met en cause la crédibilité du contrôle administratif et préconise la création d'une agence nationale,

¹⁰⁶⁷ Ibid., p. 202.

indépendante des pouvoirs publics. En décembre 1989, le débat sur l'énergie à l'Assemblée nationale fait apparaître la demande d'une plus grande transparence du système du contrôle du nucléaire. Certains exprimeront même la volonté de créer une Haute autorité du nucléaire ou la prise en charge directe par le Parlement d'une supervision du système de contrôle. A la suite de ce débat, l'Office se voit confier en 1990 une mission d'examen de l'organisation du contrôle de la sûreté et de la sécurité des installations nucléaires. C'est ainsi que le député Claude Birraux, associé pour le premier rapport au sénateur Franck Sérusclat, en vient à publier chaque année son bilan sur le contrôle de la sécurité du nucléaire. Ces rapports émettent des recommandations sur les structures des organismes de contrôle, qui vont dans le sens d'une plus grande indépendance des autorités de sûreté et de leur appui technique l'IPSN. Pour Claude Birraux, l'ambition est de «mettre toutes les pièces du dossier du contrôle et de la sécurité sur la table, atteindre une transparence complète.»¹⁰⁶⁸

Hormis l'Office parlementaire, de nombreuses associations locales ou nationales interrogent également l'autorité de sûreté. Les archives du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires abondent de lettres émanant d'associations, de personnalités locales qui demandent à en faire partie pour renseigner leurs concitoyens, adhérents, clients... Le CSSIN en effet fait une place plus grande à la société civile, et est le lieu d'expression de divergences, et de relais d'information. Depuis 1982, le CSSIN s'est ouvert à d'autres que les hautes autorités du nucléaire, en particulier aux syndicalistes et à quelques opposants. Outre un rôle accru de relais d'information depuis 1987, le CSSIN aborde certains sujets, comme les déchets ou la radioprotection des travailleurs, pour lesquels il élabore des propositions.

Sur le terrain, on note la multiplication des Commissions locales d'information (CLI). Ces commissions devaient porter une réponse à l'inquiétude des populations et à leur besoin d'une information moins officielle, considérée comme partisane. En effet, à la suite de la Commission Locale de Surveillance de Fessenheim créée en 1977, et celle de Saint-Laurent-des-Eaux créée en 1980, une circulaire du Premier ministre du 15 décembre 1981 allait lancer la création par les conseils généraux de ces Commissions Locales d'Information, placées auprès des grands équipements énergétiques, en fait principalement nucléaires. La circulaire prévoyait que les commissions seraient composées pour moitié au moins d'élus (maires, conseillers généraux, parlementaires), mais également de représentants des organisations syndicales, des milieux industriels et agricoles, des associations agréées de protection de l'environnement et de personnes qualifiées (universitaires, chercheurs). Ces commissions auraient pour mission à la fois d'organiser l'information des populations et de suivre l'impact des équipements. Si la contre-expertise de Fessenheim effectuée en 1989 à la demande de la Commission Locale de Surveillance du Conseil Général du Haut-Rhin reste un cas isolé, les initiatives locales amènent l'autorité à une plus grande communication sur ses activités.

18.5.2. L'opposition de la CGT à la direction d'EDF

Mais la critique devait provenir également des organisations syndicales qui s'adressent à

¹⁰⁶⁸ Claude Birraux, «Pour la transparence du nucléaire», Revue Générale Nucléaire, 1991, N°5, Septembre-octobre, p. 380.

l'administration pour dénoncer les pratiques des exploitants. Après l'opposition de la CFDT dans les années 70, c'est au tour de la puissante fédération CGT, jusque-là muette sur les questions du nucléaire, d'entrer en opposition ouverte à la politique d'EDF à la fin des années 80.

La CGT justifie ce tournant par la dégradation de la sûreté à EDF. En juin 1990, elle organise des «Assises sûreté nucléaire», auxquelles sont conviés les journalistes, et où elle dénonce la démarche de rentabilisation financière du parc dictée par le gouvernement et appliquée par l'exploitant. Cette politique a, entre autres incidences néfastes, conduit à la mise en cause de la sûreté.

Pour la CGT, la dégradation de la sûreté est manifeste, et les incidents de maintenance de l'été 1989 qui ont défrayé la chronique et qui ne sont pas des faits isolés, «ont éclairé une situation préoccupante que l'on retrouve sur chaque site. Les causes de dégradation de la sûreté sont principalement de deux ordres : les défaillances de matériel dues à des problèmes de conception, de fabrication, de montage et d'utilisation anormale, et les conditions d'exploitation et d'entretien des installations.»¹⁰⁶⁹ Dans le premier cas, le problème réside d'abord, selon la CGT, dans les moyens financiers dégagés ou pas, pour élaborer les solutions techniques et les mettre en œuvre. La CGT se dit préoccupée par la position du SPT qui veut réduire à tout prix le volume des modifications à réaliser sous prétexte qu'elles nécessitent temps et argent. Mais pour la CGT, la cause de ces problèmes matériels réside aussi dans un dimensionnement insuffisant du parc de production.

La deuxième cause de la dégradation de la sûreté, jugée la plus préoccupante, tient au mode d'exploitation et de gestion du parc nucléaire, à la situation faite au personnel de tout niveau, et en particulier le recours systématique à la sous-traitance. La course permanente imposée aux équipes de maintenance, en période d'arrêt de tranche, mais également en période normale, conduit au recours massif à la sous-traitance en cascade, à la dégradation générale des conditions de travail. Au niveau de la conduite des installations, la CGT rappelle «la grande grève de l'automne 1988», qui fut nécessaire pour que la direction accepte d'ouvrir le débat sur les conditions et l'organisation du travail, les effectifs, la formation, les qualifications et leur reconnaissance... La CGT cite un colloque récent sur la santé qui a montré que les conditions actuelles de travail et de vie des exploitants du nucléaire ont des effets psychologiques mais aussi physiologiques sur les salariés, et en particulier sur ceux concernés par les opérations de maintenance au cours des arrêts de tranche. Le dossier de presse ajoute que la dosimétrie moyenne des agents EDF a subi une augmentation de 14,4 % entre 1988 et 1989, passant de 180 mrem/an à 206, tandis que la dosimétrie moyenne des intervenants extérieurs est trois fois supérieure à celle du personnel statutaire EDF.

Pour la CGT, la sûreté doit être au cœur des revendications des salariés. La sûreté est l'intérêt commun entre population et salariés, car «le meilleur garant de la sûreté des populations réside dans la sécurité des salariés. C'est pourquoi elle engage ses membres à faire de la revendication de la sûreté un levier dans les luttes. Toutes ces critiques, la CGT les énonce à la presse, mais également au chef du SCSIN et au député de l'Office

¹⁰⁶⁹ FNE-CGT, «Assises sûreté nucléaire», dossier de presse, 9 juin 1990, p. 9.

Parlementaire qui prépare son rapport.

Nous ne discutons pas les motivations réelles de la CGT, dont les relations avec la direction se sont dégradées. Mais les dénonciations qu'elle émet traduisent un certain climat, qui s'est envenimé, et permet de dresser un tableau de la situation, du point de vue des salariés d'exécution, sur lesquels repose la sûreté au quotidien.

18.5.3. Le changement de contexte pour EDF

Du côté d'EDF, le tournant des années 80-90 marque également une période difficile qui voit les premières visites décennales pour le palier CP0 (Fessenheim et Bugey), conformément à la législation sur les appareils à pression.

Mais outre ce bilan de santé pour les tranches après environ dix ans de fonctionnement, l'arrêt prolongé des réacteurs est l'occasion de procéder à des réévaluations de sûreté¹⁰⁷⁰ pour adapter le niveau de sûreté des premières centrales à celui des dernières construites. C'est l'occasion pour l'autorité de sûreté d'exiger le renforcement de certains dispositifs, des modifications pour d'autres en fonction de l'évolution des connaissances et de la doctrine. C'est une spécificité de la législation française en matière nucléaire par rapport notamment aux Etats-Unis, qui veut que ce n'est pas parce qu'une installation a été jugée conforme aux normes en vigueur à un moment donné qu'elle ne doit pas être modifiée pour suivre l'évolution de ces normes. C'est par exemple le cas pour les aspects liés à l'environnement comme la réévaluation du Séisme Maximum Historique Vraisemblable pris en compte pour le dimensionnement de la centrale de Fessenheim, la qualification des matériels aux conditions post-accidentelles, le risque de chute d'avions ou d'inondation interne. Les études et analyses menées pour la réévaluation de la sûreté des tranches conduisent pour certaines - après des discussions qui peuvent être âpres avec les experts de l'IPSN et de l'autorité de sûreté - à des modifications importantes qui sont effectuées au cours de l'arrêt décennal.

La fin des années 80 marque également la fin d'une époque pour EDF, la fin de la construction du grand programme : certains diront qu'à EDF on a pu faire preuve d'un certain triomphalisme, l'exploitant étant à la tête du plus grand parc nucléaire au monde, mais aussi d'un certain relâchement conduisant à une dégradation de la sûreté. On ne construit plus, il faut désormais gérer.

18.5.4. Un organisme de contrôle moins «serviteur de l'Etat» que «au service du public» ?

Le contexte socio-politique est donc sensiblement modifié. Que ce soient le besoin d'information du public, l'envie d'exercer un contrôle du contrôle par les parlementaires, les dénonciations de la dégradation de la sûreté par les organisations syndicales, tous ces faits traduisent d'une façon plus ou moins indirecte une exigence accrue de l'opinion en matière de sûreté nucléaire, que l'administration chargée du contrôle devait d'une

¹⁰⁷⁰ Cf. Mercier, J.-P., Debes, M., Hutin, J.-P., Le Coguiéc, A., «Les visites décennales et la réévaluation de sûreté des centrales nucléaires du premier palier d'EDF», Revue Générale Nucléaire, N°5, 1990, pp. 479-491.

façon ou d'une autre répercuter sous forme d'exigences plus grandes à l'égard des exploitants. Mais insistons à nouveau : si le contexte est bel et bien changé, ce sont les problèmes techniques délicats qui marquent avant tout l'envenimement des relations avec l'exploitant.

La volonté manifestée par l'autorité de sûreté d'impliquer l'opinion traduit sans nul doute une nouvelle conception du rôle de l'Etat : l'administration qui exerce son contrôle au nom de l'opinion, ne doit pas rendre des comptes seulement à sa hiérarchie et en dernier ressort à son ministre, mais également à l'opinion. Ce n'est que le début d'une évolution, qui sera encore accentuée par le successeur de M. Lavérie, traduisant l'indépendance croissante du service de contrôle vis-à-vis de son ministre. Cette évolution est très sensible depuis les premiers pas du Service central en 1973 jusqu'à nos jours. C'est une modification profonde de la conception du rôle de haut fonctionnaire : cette façon de rendre compte à l'opinion, aux journalistes, n'était pas du tout dans les mentalités lors de la création du service en 73. C'est un processus qui s'étire sur un peu moins de trente ans, une construction progressive dans le sens d'un pouvoir plus grand du service, face à l'exploitant, mais aussi face au ministre de tutelle : par une sorte de jurisprudence, les avancées obtenues par un chef du service constituent des jalons sur lesquels s'appuie son successeur, qui peut à son tour exiger plus. Après Jean Servant (1973-1977), Christian de Torquat (1977-1986) pouvait réclamer d'EDF l'étude de certains scénarios non pris en compte. Michel Lavérie (1986-1993) initie une politique de transparence et réclame l'étude et la gestion des accidents graves, politique qui sera poursuivie par son successeur André-Claude Lacoste, qui rendra publics certains rapports en même temps qu'il en informera le ministre. En 1973, le chef de service ne se serait pas permis de faire ce type de déclarations directement à la presse et aurait plutôt proposé au ministre de les faire lui-même.

Cette évolution s'insère également dans un contexte plus général de méfiance vis-à-vis de l'Etat : on a vu les administrations prises en flagrant délit de mensonge avec l'affaire du Nuage de Tchernobyl, mais c'est également l'affaire du sang contaminé qui a éclaboussé l'administration chargée de protéger la santé publique, et qui révélait que les intérêts économiques étaient privilégiés et non l'intérêt général. Les plus hautes autorités, administratives et ministérielles allaient même être convoquées par la justice, et condamnées pour certaines d'entre elles. Les membres de l'administration chargée du contrôle de la sûreté ne pouvaient manquer de voir le sort réservé à leurs collègues du ministère de la Santé dans cette affaire, et qui serait le leur en cas de défaillance dans leur tâche de contrôle.

18.6. Des réformes de structure

18.6.1. Au sein de l'IPSN

Affirmé dès l'automne 1989, l'objectif des Pouvoirs Publics de renforcer l'autorité et l'autonomie de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire est repris le 24 juillet 1990 dans un communiqué commun du Ministère de l'Industrie et de l'Aménagement du Territoire et du Secrétariat d'Etat chargé de l'Environnement. L'organisation et le

PARTIE V. L'EXPLOITATION DES centrales D'EDF APRES TCHERNOBYL : l'affirmation du pouvoir de l'administration chargée du contrôle de la sûreté (1986-2002)

fonctionnement de l'Institut sont profondément modifiés. L'IPSN se voit doté d'un Comité de Direction ¹⁰⁷¹, auquel participent des personnalités et des représentants des ministères concernés, qui délibère sur l'organisation générale de l'institut, l'orientation de ses activités et son budget. Un Comité Scientifique ¹⁰⁷², présidé par le Haut-commissaire et constitué de personnalités françaises et étrangères évalue quant à lui la politique de recherche de l'institut ainsi que la qualité des procédures d'évaluation des programmes et des équipes. Mais la principale mesure consiste à doter l'institut d'un budget propre : les subventions qu'il reçoit font l'objet d'une ligne particulière du budget de l'Etat. La dépendance à l'égard du CEA est ainsi coupée, même si la gestion administrative et financière et celle du personnel restent assurées dans le cadre et selon les règles du Commissariat pour préserver les droits sociaux du personnel.

	Budget	Subvention de l'Etat Hors subvention de l'Etat	Effectif
1988	1 118 MF	725 (subvention CEA) 426 (dont 220 SOSEIN)	1468,5
1989	?	?	1468
		444 (dont 241 SOSEIN)	
1990	?	?	1396
		475 (dont 261 de la SOSEIN)	
1991	1 252 MF	725 (subvention de l'Etat) 526 (dont 251 de la SOSEIN)	1206
1992	1 294 MF	510	1174 (*)
		565 (dont : 276 DGIN, 90 EDF, 40 CEA, 150 autres)	
1993	1668 MF	867	1207
		611 (dont 409 DGIN, 108 EDF, 71 CEA, 159 autres)	
1994	1 515 MF	910	1269
		605 (dont 351 DGIN, 95,5 EDF, 25 Cogema, 20 CEA, 112 autres)	

IPSN : Quelques chiffres clés tirés des rapports d'activité.

L'IPSN voit également ses structures modifiées pour donner une plus grande importance à la protection de l'homme et de l'environnement ; en témoigne par exemple le fait que l'ancien Département de Protection Sanitaire (DPS) se dédouble en un Département de la Protection de la Santé de l'Homme et de Dosimétrie (DPHD) et un Département de Protection de l'Environnement et des Installations (DPEI). L'accent est

¹⁰⁷¹ Le premier Comité de Direction de l'IPSN est présidé par Yvette Chassagne. Il compte comme membres Claude Guizard, préfet, Secrétaire Général du Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire, Michel Lavérie, Directeur de la Sûreté des Installations Nucléaires, Jean-François Girard, Directeur Général de la Santé, Joël Lebesch, Directeur de la Sécurité Civile, Henri Legrand, Directeur de l'Eau et de la Prévention des Pollutions et des Risques, Jean Castellan représentant le Délégué Général pour l'Armement, Bernard Cauvin, Président de la Communauté Urbaine de Cherbourg, le Professeur Gaston Meyniel, Directeur du Centre Jean Perrin, et Michel Turpin, Directeur Général de l'INERIS.

¹⁰⁷² Outre le Président Jean Teillac, Haut-Commissaire à l'Energie Atomique, le premier Comité Scientifique de l'IPSN comprend Martine Lagache, Directeur de recherches au CNRS, Pierre Bacher, Directeur Technique à la Direction de l'Equipement à EDF, Adolf Birkhofer, Directeur de la Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS), le Professeur Robert Flamant, Directeur de l'Institut Gustave Roussy, Serge Pretre, Chef de la Division Radioprotection, Division Principale de la Sécurité des Installations Nucléaires, Jean-François Saglio, Ingénieur Général des Mines, Ministère de l'Industrie et du Commerce Extérieur, Raymond Sené, Membre du Groupement des Scientifiques pour l'Information sur l'Energie Nucléaire, Gérard Vuillard, Rhône Poulenc.

également mis sur la sûreté des Réacteurs à Eau Pressurisée.

La nomination en 1991 du nouveau Directeur à la tête de l'Institut marque une certaine rupture avec le passé. A la différence des quatre directeurs précédents - Jean Bourgeois, Pierre Tanguy, François Cogné et Jean Rastoin (ce dernier a assuré l'intérim pour l'année 1990) -, Philippe Vesseron n'est pas un pur produit du Commissariat à l'Energie Atomique. Ingénieur du corps des mines, il a travaillé essentiellement pour le compte du ministère de l'environnement avant de passer quelques années auprès du Haut-commissaire puis d'entrer à l'IPSN. Chef du Département de Protection Technique de l'IPSN, il est nommé Directeur Adjoint en 1990, Directeur en 1991. Conformément au souhait des Pouvoirs Publics, une des missions principales à laquelle il s'attelle est de préciser quels sont les départements de l'Institut qui travaillent pour le compte de tiers, pour éviter que l'IPSN puisse être considéré comme juge et partie dans l'analyse de sûreté.

Il faut empêcher dans la mesure du possible que l'Institut soit à la fois consultant pour un industriel pétitionnaire qui a besoin des spécialistes de l'Institut pour les domaines qu'il ne connaît pas, puis analyste, pour le compte des autorités, de la sûreté du projet qu'il a contribué à élaborer. Et la chose n'est pas si simple qu'il y paraît. Cela soulève un problème général à tout corps d'expertise, à savoir le nombre limité de spécialistes dans certaines disciplines de pointe. Pour prendre un exemple qui n'est pas complètement fictif, un industriel qui veut construire un irradiateur parce qu'il veut obtenir certaines qualités pour un matériau, mais qui ne connaît rien au domaine de l'irradiation, peut difficilement trouver des spécialistes hors de l'IPSN. L'Institut va analyser le dossier de l'industriel et lui proposer les solutions les plus adaptées. L'industriel dépose alors une demande auprès des autorités pour la création d'une nouvelle INB. L'autorité se retourne alors vers son appui technique auquel elle demande d'analyser le dossier. Ce n'est pas forcément la même personne, le même bureau ou service qui s'en charge, mais l'Institut peut globalement être considéré comme partie prenante. Or l'Institut fonctionne en partie grâce aux retombées des contrats qu'il passe pour des études avec les industriels, et s'il se coupe des industriels du nucléaire, c'est une partie du financement qui disparaît. Par ailleurs, on ne s'autoproclame pas expert, et la compétence ne peut venir que d'une longue pratique sur le terrain : or quel est le terrain, pour par exemple des études sur la réactivité, sinon le CEA, ou EDF et Framatome. L'IPSN reste inclus dans le CEA, ce qui permet des passages de la recherche au plus haut niveau vers l'expertise, qui assure un transfert des connaissances et le maintien des compétences de l'organisme d'expertise. Mais d'un point de vue de la délimitation des responsabilités, le problème reste entier. La situation peut même friser la caricature : l'IPSN en tant que laboratoire de recherche possède en propre des installations. La question se pose ainsi de savoir qui à l'IPSN va pouvoir analyser sous l'angle de la sûreté l'installation de l'IPSN. Cette distinction des rôles est un problème délicat.

Le nouveau directeur prend également des engagements à l'égard de l'opinion, avec un vocabulaire nouveau puisqu'il invoque les valeurs d'honnêteté : «Tous les sujets sur lesquels travaille l'IPSN passionnent nos concitoyens : nous nous devons aussi de dire clairement ce que nous faisons, d'informer sur les résultats dont nous disposons, d'expliquer les problèmes non résolus. Chacun voit bien que les valeurs sur lesquelles

nous serons jugés sont l'efficacité, la compétence et l'honnêteté ! »¹⁰⁷³ Ainsi Philippe Vesseron concluait-il son introduction au rapport d'activité 1991. Cette affirmation d'honnêteté devait se matérialiser deux ans plus tard par la publication d'une charte de déontologie explicite de l'Institut : «L'éthique professionnelle que respecte l'Institut est à l'évidence un des éléments essentiels de la qualité de notre travail global, et partout un aspect majeur de notre contribution à la sûreté nucléaire en France, qui doit être rigoureuse, crédible, sans maximalisme ni complaisance. La qualité des avis que nous exprimons repose à la fois sur la compétence technique des équipes et sur leur aptitude à se poser toutes les questions pertinentes, même si elles sortent des sentiers battus. Pour une bonne part, ceci n'est possible que grâce aux liens étroits entre équipes d'expertise et responsables de projets de recherche spécifiques dans le domaine de la radioprotection, de la radioécologie et de la sûreté. (...) Comment assurer le choix des programmes et le transfert des résultats de recherche sans introduire de confusion des rôles ni à l'intérieur de l'Institut ni avec ceux qui promeuvent ou exploitent les techniques de l'énergie nucléaire ? Comment garantir l'indépendance d'esprit tout en multipliant les liens avec des partenaires toujours plus nombreux ? Quels sont les «conflits d'intérêts» possibles et comment les expliciter et les résoudre ? C'est le type de questions auquel nous avons essayé de répondre.»¹⁰⁷⁴

Là aussi, le langage est nouveau : on s'adresse au public, à qui on affirme qu'on veut lui rendre des comptes sur la façon dont on travaille, sur les doutes qui peuvent exister. Tout n'est pas parfait mais on essaie de s'améliorer, en réaffirmant un principe de base qui assure la compétence à savoir le travail étroit avec les organismes de recherche. La grande différence est donc fondamentalement un appel à la confiance du public, par une plus grande transparence et une réflexion sur son propre travail. Ce n'est plus la vision du technicien tout puissant par rapport à un public béotien, mais l'affirmation d'une compétence nécessaire basée sur la science et la technique mais non mâtinée d'autorité technocratique.

18.6.2. Au sein de l'administration

Les réformes de structure au sein du service central sont moins spectaculaires si ce n'est que de «service» il est promu au rang de «Direction» au sein du Ministère de l'industrie, par décret du ministre de l'industrie et de l'aménagement du territoire du 14 mai 1991. Si la Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) reste administrativement rattachée au ministère de l'industrie, elle conserve la double tutelle du ministère de l'industrie et du ministère de l'environnement. D'une dizaine de personnes en 1973, le SCSIN a vu son effectif croître à 30-40 personnes en 1980, pour atteindre 80 personnes à la DSIN, des ingénieurs pour les trois quarts.

A côté de cette administration centrale, le contrôle de la sûreté sur le terrain est effectué par 9 divisions nucléaires au sein des Directions Régionales de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement (DRIRE) regroupant 90 personnes. Ce sont donc au

¹⁰⁷³ Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, Rapport d'activité 1991, p. 7.

¹⁰⁷⁴ Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire, Rapport d'activité 1993, p. 6.

total 170 personnes qui sont affectées au contrôle de la sûreté des installations nucléaires par les Pouvoirs Publics. Le nombre d'inspecteurs des INB est passé d'un peu moins de 30 en 1980, à une centaine en 1990 (un tiers environ à la DSIN, les deux autres tiers dans les DRIRE), le nombre d'inspections durant l'année est passé de près de 200 en 1980 à près de 500 au début des années 1990.

Chapitre 19 : La période 1993-2002, l'autorité de sûreté

19.1. Une administration qui poursuit l'affirmation de son autorité

L'arrivée en 1993 d'André-Claude Lacoste à la tête de la DSIN, succédant à Michel Lavérie, coïncide avec l'amélioration des relations entre exploitants et contrôleur. Les qualités d'ouverture et de dialogue du nouveau chef de la DSIN expliquent sans doute en partie l'embellie dans les relations contrôleur-contrôlé, mais il faut surtout noter que l'on sort d'une période délicate, les années 1989-1991, qui ont été marquées par les premières visites décennales des centrales d'EDF. Ces visites décennales sont l'occasion pour la DSIN d'exiger un certain nombre d'améliorations pour porter la sûreté des vieilles installations au niveau des plus récentes. Comme à chaque fois qu'une amélioration est exigée par l'administration et que celle-ci nécessite des modifications plus ou moins importantes des installations, le dialogue est plus ou moins tendu sur leur nature, leur ampleur et leur rapidité de mise en œuvre. C'est également la sortie d'une période frappée par un grand nombre de problèmes techniques délicats, qui plus est sous le regard d'une opinion publique plus inquiète à la suite de l'accident de Tchernobyl. Si les tensions de la période précédente sont en partie apaisées, André-Claude Lacoste poursuit la politique de son prédécesseur, et va même plus loin dans la volonté de transparence.

Né en 1941, polytechnicien (promotion 1960), ingénieur du Corps des Mines (promotion 1965), André-Claude Lacoste débute sa carrière professionnelle dans la région Nord Pas-de-Calais, où pendant douze ans il s'occupe du contrôle de la sécurité des mines. Il est tout d'abord chargé du sous-arrondissement minéralogique de Valenciennes (1966-1969), puis chargé de mission auprès du Préfet de région et chargé du sous-arrondissement minéralogique de Lille (1969-1971), avant d'être Directeur de l'Ecole des Mines de Douai et Chef de l'Arrondissement minéralogique de Douai (1971-1978). En 1978, il est nommé au sein de l'administration centrale du Ministère chargé de l'Industrie et gère l'ensemble des DRIRE jusqu'en 1990. Il introduit le contrôle des installations classées puis le contrôle du nucléaire dans les activités des DRIRE. Il occupe ainsi successivement les postes de Chef des Services de la Sécurité Industrielle, d'Adjoint au Directeur de la Qualité et de la Sécurité Industrielles (1979-1982), de Secrétaire général de la Délégation aux Affaires Régionales (1982-1985), puis de Chef du Service de l'Action Régionale pour la Sécurité et la Compétitivité Industrielles (1986-1990). De 1990 à 1993, André-Claude Lacoste est adjoint au Directeur Général de

l'Industrie. En avril 1993, il est nommé Directeur de la sûreté des installations nucléaires. La DSIN et les Divisions des installations nucléaires (DIN des DRIRE) sont alors regroupées au sein de l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN).

Comme l'indique sa carrière, c'est un homme du contrôle, qui plus est convaincu de cette tâche de contrôle que doit exercer l'Etat sur les activités industrielles, qui est nommé à la tête de l'Autorité de Sûreté Nucléaire.

Les principales évolutions significatives au cours des années 1993-2001 sont l'élargissement du champ d'investigation de l'autorité de sûreté, qui intègre de plus en plus les préoccupations en matière de radioprotection. La sûreté n'est pas délaissée pour autant, comme l'a montré dans un chapitre précédent l'accent mis au cours des années 90 sur la prise en compte des accidents graves. Au cours de cette période, l'autorité s'attachera en particulier au renforcement du contrôle du vieillissement des installations et aux révisions de la sûreté des installations au cours de la deuxième série de visites décennales de la fin des années 90. Plusieurs autres dossiers montrent que les exigences en matière de sûreté et de radioprotection vont poursuivre l'évolution amorcée depuis la création du SCSIN en 1973 allant dans le sens d'un renforcement des exigences et d'une plus grande indépendance vis-à-vis des promoteurs de l'énergie nucléaire, exploitant mais aussi ministère de l'industrie. Cette évolution s'accompagne d'une transparence toujours plus grande des décisions de l'autorité de sûreté. Deux exemples sont particulièrement révélateurs, le rapport sur Superphénix en 1994 et le dossier des rejets des installations nucléaires.

19.2. Superphénix 1992-1997

En arrivant à la tête de la DSIN, André-Claude Lacoste hérite d'un dossier brûlant, celui concernant l'avenir de Superphénix.

Arrêté depuis le 3 juillet 1990 suite à une pollution de sodium, Superphénix avait fait l'objet d'un rapport de la DSIN en date du 16 juillet 1992, qui prononçait un avis favorable au redémarrage du réacteur du point de vue de la sûreté, mais qui assortissait cet avis de nombreuses réserves. Or à l'été 1992, le Premier ministre avait décidé de ne pas autoriser le redémarrage. De ce fait, le réacteur Superphénix était resté arrêté pendant plus de deux ans, et juridiquement, en application du décret du 11 novembre 1963, le décret d'autorisation de création n'était plus valide. C'est pourquoi une nouvelle procédure d'autorisation avait dû être lancée en octobre 1992, cette procédure comportant une enquête publique et une instruction technique.

L'enquête publique, très critiquée ¹⁰⁷⁵, se déroule du 30 mars au 14 juin 1993. La commission d'enquête remet son rapport le 29 septembre et conclut en faveur du redémarrage.

L'instruction technique est menée par la DSIN et ses appuis techniques, le Groupe Permanent Réacteurs consacrant cinq réunions à l'examen du dossier. André-Claude Lacoste remet son rapport sur Superphénix le 18 janvier 1994. Le gouvernement n'en a reçu une version que deux heures avant la presse, ce qui est un nouveau témoignage de la plus grande indépendance acquise par la DSIN vis-à-vis du ministère de l'industrie.

Outre le fait qu'il n'a pas été soumis préalablement aux ministres de tutelle, le rapport d'André-Claude Lacoste reprend l'essentiel des conclusions du rapport de son prédécesseur, l'avis positif au redémarrage, mais également les réserves quant aux performances de la machine industrielle Superphénix.

Le rapport conclut que «du point de vue de la sûreté, le redémarrage du réacteur Superphénix peut être autorisé.»¹⁰⁷⁶ Mais là encore, ce redémarrage est soumis à différentes conditions : tout d'abord, la DSIN exige le constat d'achèvement des travaux de lutte contre les feux de sodium; elle soumet ensuite le démarrage à une limitation de la puissance du réacteur pendant plusieurs mois pour valider les nouvelles conditions d'exploitation proposées par l'exploitant à la suite de l'incident de pollution de sodium de 1990. Comme son prédécesseur, M. Lacoste insiste sur le fait que Superphénix reste à ses yeux un prototype, considération qui a des conséquences importantes pour l'exploitation : premièrement, des incidents se produiront «très vraisemblablement», même s'ils devraient être sans conséquences. De ce fait, on doit s'attendre, dans certains cas, à arrêter le réacteur pour mener à bien les analyses approfondies de ces incidents. Deuxième conséquence du caractère prototypique de Superphénix sur laquelle insiste M. Lacoste, «la production d'électricité ne doit pas être un objectif premier. L'exploitation devra privilégier la sûreté et l'acquisition des connaissances pour préparer une éventuelle future génération améliorée de réacteurs à neutrons rapides.» Troisième conséquence, comme son prédécesseur M. Lacoste cite «l'effort important [qui] doit être engagé pour améliorer à terme les méthodes de contrôle et de suivi en service du vieillissement du réacteur.»

Le chef de la DSIN ajoute à ces conditions des considérations concernant l'avenir de Superphénix en tant que sous-générateur. La proposition, qui fera long feu, de transformer Superphénix en incinérateur des déchets produits par les autres réacteurs, avait été émise par la commission Curien instaurée en 1992¹⁰⁷⁷. Face à cette éventualité de recyclage de Superphénix, la DSIN insiste dans son rapport sur le fait qu'elle n'a pas étudié la question du point de vue de la sûreté : la transformation de surgénérateur en sous-générateur ne se fera donc pas sans une nouvelle instruction technique approfondie

¹⁰⁷⁵ Certains observateurs, dont Greenpeace, dénoncent le manque de neutralité de la commission, accusant en particulier son président d'avoir choisi comme expert technique un ancien directeur de Framatome. On reproche également à la commission d'avoir limité la possibilité de consultation de son rapport aux 5 km minima autour de l'installation requis par la loi sur les enquêtes publiques. Jean-Jacques Salomon, du Collège de la prévention des risques technologiques a pu écrire : «Le dossier de l'enquête publique n'a pas fourni tous les éléments d'un débat. (...) On ne peut être satisfait des conditions dans lesquelles l'enquête publique dans ce cas particulier, mais plus généralement toutes les enquêtes publiques en France, sont menées.» (cité par Robert Bell, Les péchés capitaux de la haute technologie, Seuil, Paris, 1998, p. 268). Jean Pronost, Président de la commission d'enquête publique pour la centrale de Creys-Malville, tient à préciser, lors de son audition devant la commission d'enquête parlementaire du 13 mai 1998, son total désaccord avec les critiques émises contre le travail de sa commission d'enquête publique. Il précise tout d'abord que «l'enquête de Superphénix a donné lieu à une concertation très importante puisque l'on a reçu 4 235 courriers et des pétitions comportant 25 493 signatures (...). Plusieurs réunions publiques ont été organisées dont une à la Tour du Pin qui a réuni 800 personnes pour un débat assez houleux. Je me porte donc en faux contre l'avis du Conseil d'Etat qui explique dans ses attendus qu'il n'y a pas eu de concertation.» (extrait du procès verbal de la séance du 13 mai 1998).

¹⁰⁷⁶ DSIN, «Communiqué de la DSIN du 18 janvier 1994», Rapport d'Activité 1994, pp. 203-204.

de ce nouveau mode de fonctionnement. En tout état de cause, Lacoste affirme que s'il fonctionne un jour en sous-générateur, Superphénix ne résoudra en rien à l'échelle industrielle le problème des déchets nucléaires en France.

Dans un communiqué du 22 février 1994, le gouvernement français annonce sa décision : «Superphénix ne sera plus exploité comme une centrale nucléaire».¹⁰⁷⁷ Malgré une forte opposition du ministère de l'environnement, le Premier ministre Edouard Balladur annonce ainsi que SPX redémarrera, mais comme instrument de recherche, en tenant compte des conditions posées par la DSIN : le constat d'achèvement des travaux de lutte contre les feux de sodium, un redémarrage progressif par paliers, la production d'électricité ne doit pas être un objectif premier, le fonctionnement pourra être suspendu. Le décret d'autorisation est signé le 11 juillet, le réacteur démarre le 3 août 1994.

La conclusion importante du point de la sûreté est le fait que la DSIN considère que la sûreté de Superphénix est équivalente à celle des Réacteurs à Eau Pressurisée. Philosophiquement, en l'absence de mesure du niveau de sûreté absolu, seule la comparaison avec les risques acceptés sur des réacteurs en fonctionnement a semblé un critère d'acceptabilité valable aux yeux de la DSIN.

A la fin de la première phase de montée en puissance du réacteur, une fuite est observée sur le dispositif d'alimentation en argon de l'un des huit échangeurs de chaleur situés dans la cuve du réacteur. L'analyse menée par l'exploitant démontre que les conséquences pour la sûreté sont acceptables et la DSIN accepte la poursuite de la montée en puissance début novembre. Mais cette affaire illustre une nouvelle fois la complexité de l'installation Superphénix : NERSA, qui est le consortium qui exploite la centrale, a réfléchi pendant six mois avant de faire la réparation, qui n'a duré que quelques minutes.

L'année 1996 s'avère satisfaisante pour le fonctionnement de l'installation. Le 24 décembre 1996, le réacteur est arrêté conformément au programme pour procéder à des opérations de maintenance. C'est au cours de cet arrêt, le 28 février, que le Conseil d'Etat annonce l'annulation du décret d'autorisation de création du 11 juillet 1994 suite à la requête déposée par une organisation écologique. Le Conseil d'Etat a estimé que les modifications apportées au réacteur n'étaient pas conformes au projet qui avait été soumis à l'enquête publique et qu'une nouvelle enquête était donc nécessaire. Le Premier ministre s'interrogera alors sur l'opportunité de prendre un nouveau décret à partir des

¹⁰⁷⁷ Le rapport d'Hubert Curien, ministre de la Recherche et de l'Espace est remis au Premier ministre le 17 décembre 1992 et rendu public. Le rapport «sur l'incinération des déchets et les conditions dans lesquelles Superphénix pourra y contribuer» conclut «qu'il faudra poursuivre les recherches techniques et l'évaluation économique concernant les réacteurs à neutrons rapides. Ils apparaissent aujourd'hui comme la seule voie pour réduire efficacement le stock de plutonium et d'autres actinides. L'étude de l'incinération de ces produits radioactifs impose des expérimentations diversifiées dans les réacteurs tels que Superphénix et Phénix. Superphénix permettra en particulier de valider cette voie à l'échelle industrielle.» (D'après le communiqué du Premier ministre du 23 décembre 1992, cité dans le Rapport d'activité 1992 de la DSIN, p. 103.) Un rapport de la Cour des comptes sur Superphénix conclut en 1996 à l'opposé : «Pour enrayer le gonflement de ce stock [de plutonium], il faudrait construire un tel nombre de réacteurs à neutrons rapides que cette perspective est irréaliste.» (Cité par Robert Bell, Les péchés capitaux..., p. 79.)

¹⁰⁷⁸ Reproduit dans le Rapport d'activité 1994 de la DSIN, p. 204.

procédures déjà menées, quand la dissolution de l'Assemblée par le Président de la République amène une nouvelle majorité au pouvoir. Le nouveau Premier ministre, Lionel Jospin, déclare le 19 juin 1997 devant l'Assemblée nationale que le surgénérateur Superphénix sera abandonné.

Cette décision provoque le dépit des promoteurs, dont témoigne cet extrait de l'audition de Georges Vendryes devant la Commission d'enquête parlementaire sur Superphénix le 26 mai 1998 : «La condamnation sans jugement prononcée par le Gouvernement est un défi au bon sens le plus élémentaire, une faute monumentale, quelle que soit l'échéance à laquelle on en évalue les conséquences.» Selon Georges Vendryes, le fonctionnement de Phénix et de Superphénix a certes été émaillé d'incidents trop nombreux, mais «qui n'ont à aucun moment mis en cause la sûreté», sans compter les «incidents imaginaires inventés de toutes pièces à seule fin d'affoler l'opinion.» Un bilan du fonctionnement du réacteur entre 1986 et 1996 permet à M. Vendryes de «faire la part des choses». Pendant cette période, Superphénix a connu 53 mois d'exploitation normale, 25 mois d'arrêt consécutifs à des incidents constatés, et un total de 54 mois pendant lesquels la centrale, «quoique techniquement en état de marche, a été clouée au sol par les procédures en cours. En particulier, elle s'est trouvée immobilisée pendant plus de trois ans, de 1991 à 1994, par de pures et simples péripéties politico-administratives. Aucune installation industrielle, de quelque nature qu'elle soit, n'aurait pu tourner si elle avait été soumise à un harcèlement comparable. En 1996, la dernière année où elle a été autorisée à fonctionner, sa marche a été excellente, avec une disponibilité de 95% hors arrêts programmés. Au vu de ces résultats, tout laisse penser que le temps des maladies de jeunesse était passé et que s'ouvrait maintenant une phase particulièrement importante de la vie de cette centrale.»¹⁰⁷⁹

Lot de consolation, l'abandon de Superphénix par le gouvernement s'accompagne du redémarrage de Phénix. Mais le redémarrage est prévu pour une période courte, jusqu'en 2004, car le réacteur est en fin de vie. Etant donné l'âge avancé du réacteur, certaines oppositions se sont manifestées au redémarrage de Phénix. Les débats ont été animés au sein du Groupe Permanent qui s'est réuni trois fois sur le sujet au cours de l'année 1997. Fait exceptionnel, il y a même eu un vote sur certains points précis¹⁰⁸⁰. Mais l'avis final a été adopté à l'unanimité. La DSIN a suivi cet avis favorable au redémarrage.¹⁰⁸¹

¹⁰⁷⁹ Audition de M. Georges Vendryes, ancien Directeur des applications nucléaires au CEA, extrait du procès verbal de la séance du 26 mai 1998.

¹⁰⁸⁰ C'est l'ancienneté de la centrale qui a été l'objet de l'attention des experts : un certain nombre d'actions ont été entreprises par le CEA vis-à-vis du vieillissement en service des matériels (remplacement de certains éléments et amélioration des contrôles), des études ont été effectuées pour réévaluer l'installation pour tenir compte de l'évolution des normes de sûreté et des règles de construction : en particulier, en matière de séisme et de feux de sodium, des dispositifs ont été mis en place pour limiter les risques. Le CEA a pour cela dépensé 600 millions de francs.

¹⁰⁸¹ d'après l'audition de M. André-Claude Lacoste, lors de l'enquête parlementaire sur Superphénix, extrait du procès-verbal de la séance du 7 mai 1998.

19.3. Les rejets

Après le domaine de la sûreté - la maîtrise des accidents - le champ d'action de l'autorité de contrôle s'élargit à des domaines qui paraissaient jusque-là secondaires : la radioprotection des travailleurs et les rejets des installations.

Les problèmes de sûreté ayant fait l'objet de nombreux efforts, les accidents et incidents ayant des conséquences sur l'environnement sont rares. Ainsi, les seuls impacts des installations sur leur environnement et les populations avoisinantes sont les rejets, qu'ils soient radioactifs ou chimiques, provenant du fonctionnement normal des installations.

A partir de 1995, la DSIN exprime sa volonté de réduire les limites des rejets autorisés aussi bas que les techniques le permettent. Une nouvelle réglementation sera instaurée par un décret du 4 mai 1995. Cette nouvelle exigence va provoquer un tollé parmi les industriels ¹⁰⁸² (EDF, CEA...) qui ne comprennent pas le changement de philosophie de l'autorité de contrôle, alors qu'ils font valoir des rejets très en-deçà des normes.

C'est justement la crédibilité des normes concernant les rejets qui pose problème à la DSIN : en effet, du fait des progrès techniques, les niveaux des rejets des industriels sont, suivant les substances, à hauteur de 10% voire 1% des normes. Pour la DSIN, une autorisation n'est pas crédible si elle est « consommée » à hauteur de 1%, le public ne peut pas croire à un contrôle réel avec des normes aussi souples.

Jusque-là les limites des rejets autorisés avaient été fixées de telle sorte que l'exposition de toute personne n'atteigne en aucun cas le niveau réglementaire de 5 mSv par an (limite abaissée à 1 mSv en application d'une nouvelle directive européenne de 1995), et ce même en admettant qu'elle séjourne et consomme en permanence à proximité du site. Les normes ainsi fixées, par le SCPRI, il était entendu que les industriels devaient faire de leur mieux à l'intérieur de ces normes.

En 1995, la DSIN procède à un renversement de doctrine, en s'appuyant sur la philosophie du ministère de l'environnement chargé du contrôle des installations classées, c'est-à-dire de toutes les installations dangereuses hors installations nucléaires et mines. Cette doctrine consiste à fixer des normes de rejets aussi proches que possible de ce que l'industriel sait faire. Les normes de rejets sont même parfois fixées de manière à obliger l'industriel à faire des efforts supplémentaires : c'est la doctrine du « Best Available Technology », la meilleure technologie disponible, qui fixe la réglementation. A côté du problème de crédibilité, se posait également pour la DSIN un problème de cohérence de la réglementation des installations nucléaires avec celle des autres installations « classiques » car pourquoi le nucléaire fonctionnerait-il suivant une autre doctrine ? La question de la cohérence était d'autant plus marquante pour les rejets chimiques effectués par les centrales nucléaires, réglementés d'une manière différente des rejets

¹⁰⁸² Comme en témoignent leurs réactions lors des deux séances du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires consacrées à ce sujet, les 8 juin et 28 septembre 1995.

des installations chimiques non nucléaires.

Jusqu'au décret du 4 mai 1995, la réglementation des rejets des installations nucléaires était explicitée par deux décrets de 1974 relatifs respectivement aux rejets gazeux et aux rejets liquides, après autorisation des trois ministres chargés de l'industrie, de l'environnement et de la santé.¹⁰⁸³ Les limites quantitatives des rejets liquides et gazeux propres à ces installations étaient encadrées par des arrêtés de 1976 précisant les modalités et la nature des différents contrôles imposés à l'exploitant et ceux effectués par le SCPRI. Les prises d'eau et les rejets d'effluents non radioactifs étaient eux soumis à des arrêtés préfectoraux.¹⁰⁸⁴

Le nouveau décret du 4 mai 1995 relatif «aux rejets d'effluents liquides et gazeux et aux prélèvements d'eau des INB» remplace tous les autres et regroupe en une seule procédure l'instruction des demandes d'autorisations relatives à tous les prélèvements et rejets concernant les installations nucléaires, y compris les rejets gazeux. Avec ce décret, la DSIN est confirmée dans son rôle centralisateur pour l'instruction des demandes d'autorisation présentées par les exploitants. Le pouvoir de décision en matière de rejets passe du SCPRI à la DSIN. Le décret permet d'ailleurs à l'administration de réviser à tout moment les autorisations existantes.

Le décret provoque une vive réaction des industriels du nucléaire. Fait rare, ils transmettent une déclaration commune aux membres du CSSIN lors de la séance du 25 septembre 1995 qui examine la question des rejets. Les industriels du nucléaire semblent avoir découvert que le reste des industries à risque était soumis à une réglementation beaucoup plus sévère en matière de rejets. Ils revendiquent même le caractère exceptionnel de leur activité pour déroger au droit commun. Leur crainte est évidemment que l'abaissement des normes se traduise par des coûts supplémentaires. Ils mettent en avant les progrès effectués depuis des années en matière de réduction de ces rejets : «les performances obtenues sont le fruit de l'application du principe d'optimisation et non de la contrainte administrative. Le principe d'optimisation vise, en-deçà des limites fixées par les autorités sanitaires dans les autorisations de rejets, à obtenir les résultats les meilleurs possibles à des conditions économiquement acceptables. [Les industriels du nucléaire] ne pensent pas que la recherche d'une consolidation ou d'une amélioration des performances actuelles passe par la réduction des limites, qui de surcroît entraînerait une confusion dans l'esprit du public : en effet, celui-ci serait alors fondé à penser que les limites antérieures n'étaient pas acceptables d'un point de vue sanitaire ou bien que la réduction brutale de la marge entre rejets réels et limites est due à une dégradation des opérations.»¹⁰⁸⁵

Dans la même veine, deux représentants d'EDF s'expriment dans un dossier consacré aux rejets par la revue *Contrôle* du mois de juin 1996 : ils mettent tout d'abord

¹⁰⁸³ Les rejets radioactifs gazeux suivaient la procédure mise en place par le décret n° 74-945 du 6 novembre 1974, les effluents radioactifs liquides celle du décret n° 74-1181 du 31 décembre 1974.

¹⁰⁸⁴ La loi du 3 janvier 1992 sur l'eau fixait ces règles par les décrets 93-742 et 93-743 du 29 mars 1993.

¹⁰⁸⁵ Déclaration commune des industriels du nucléaire devant le CSSIN, 25 septembre 1995.

en avant la décision prise depuis plus de dix ans par l'exploitant EDF de mettre en œuvre une «politique drastique» des rejets radioactifs, en application du principe ALARA («as low as reasonably achievable») ou «aussi bas que raisonnablement possible». Ils font observer au passage que «cette démarche volontariste a été menée à bien en dehors de toute pression réglementaire». Les dispositions prises ont conduit sur l'ensemble du parc nucléaire en exploitation à une diminution des rejets annuels d'activité d'un facteur allant de 50 à 100, grâce à l'amélioration des circuits de collecte et de traitement des effluents, à une gestion rigoureuse des effluents liquides produits lors des différentes phases d'exploitation en particulier pendant les arrêts de tranche, et enfin grâce à une sensibilisation de chaque site au regard des problèmes d'effluents. Mais ils avertissent qu'il serait difficile d'aller beaucoup plus loin, se posant en défenseurs de l'environnement et des travailleurs : «Vouloir poursuivre cette politique de réduction des rejets au-delà de l'optimum actuel apparaît aujourd'hui contre-productif : outre le fait que les conséquences radiologiques du fonctionnement de nos installations sur les populations environnantes sont d'ores et déjà négligeables (quelques microsieverts au plus par an, à comparer aux 2400 microsieverts dus en moyenne à la radioactivité naturelle en France), des réductions supplémentaires des rejets radioactifs iraient de surcroît à l'encontre de la politique de réduction de la dosimétrie collective du personnel et se traduiraient par une augmentation des volumes de déchets solides produits (augmentation significative des opérations de recyclage et traitement).»¹⁰⁸⁶ Et en effet, ce qui n'est pas dilué dans l'environnement est concentré puis manipulé par les travailleurs.

Le représentant de COGEMA argumente également pour défendre la logique de l'ancienne réglementation. Il montre que l'usine de la Hague a elle aussi considérablement réduit ses rejets : «Ces progrès sont le fruit de l'application continue du principe d'optimisation qui vise, en deçà des limites fixées par les autorités sanitaires, à obtenir les meilleurs résultats possibles à des conditions économiquement acceptables. (...) Ainsi, apparaissent bien distincts et de nature différente, d'une part la limite réglementaire garantissant les populations contre tout risque sanitaire, et d'autre part les objectifs opérationnels de l'exploitant concrétisés par des résultats contrôlés, publiés et bien inférieurs aux autorisations». Pour justifier le statu quo, il évoque le caractère spécifique des activités du domaine nucléaire : «Dans l'industrie nucléaire, la sensibilité du public est entretenue par l'inquiétude que certains répandent à plaisir, sans le moindre fondement. Il est donc particulièrement important que les limites de rejet figurant dans les autorisations administratives se réfèrent à des niveaux garantissant l'absence de risque, même si l'exploitant parvient à des résultats bien meilleurs. C'est pour lui une motivation très forte de pouvoir montrer son efficacité en s'éloignant le plus possible (dans la bonne direction) des limites autorisées.»¹⁰⁸⁷

Cinq ans après l'entrée en vigueur du décret, la DSIN tire un premier bilan. Elle

¹⁰⁸⁶ Lecocq, P., Stricker, L., «Les actions d'EDF pour maîtriser les rejets des centrales nucléaires», Contrôle, N°111, Juin 1996, pp. 41-42. Pierre Lecocq et Laurent Stricker sont respectivement directeur technique de l'équipement et directeur adjoint de l'exploitation du parc nucléaire à EDF.

¹⁰⁸⁷ Laurent, Jean-Pierre, «La maîtrise des rejets des usines du cycle du combustible de COGEMA», Contrôle, N°111, Juin 1996, pp. 43-44. Jean-Pierre Laurent est directeur qualité-sûreté-environnement du Groupe COGEMA.

exprime la politique qui est la sienne en matière d'autorisation de rejets des installations nucléaires dans un dossier de la revue *Contrôle* du mois de novembre 2000.¹⁰⁸⁸ Une nouvelle idée est exprimée qui légitime la nouvelle philosophie : les normes doivent faire en sorte que les autorisations ne couvrent pas les situations incidentelles : «l'ASN souhaite réduire les limites des rejets autorisés en se rapprochant des valeurs des rejets réels. En effet, bien qu'il n'y ait pas de problème sanitaire car les rejets des installations nucléaires n'ont pas d'effet néfaste reconnu sur la santé des populations environnantes, il importe que, comme dans l'industrie hors nucléaire, les limites fixées soient aussi basses que techniquement et économiquement possible, obligeant ainsi l'exploitant à optimiser ses procédés de rejets en utilisant les meilleures technologies disponibles à un coût acceptable dans le respect de la qualité des milieux naturels. Les autorisations accordées avant 1995 sont généralement excessivement élevées, ce qui fait que les exploitants peuvent se faire gloire de n'utiliser qu'un faible pourcentage de leurs autorisations. Ainsi un incident qui conduirait à rejeter dix fois l'activité habituellement rejetée serait couvert par l'autorisation existante et ne serait donc pas connu immédiatement du public et des pouvoirs publics. Cette situation est bien évidemment insatisfaisante et c'est pourquoi l'ASN souhaite que les nouvelles autorisations n'offrent pas de marge importante couvrant les situations incidentelles.»¹⁰⁸⁹ Par ailleurs, si les progrès sont manifestes, les centrales françaises rejettent toujours près de dix fois plus que les centrales allemandes, et c'est une question à laquelle l'autorité de sûreté française est souvent confrontée dans les réunions internationales.

Si tout le monde s'accorde sur le fait que les rejets d'effluents radioactifs ne posent absolument aucun problème sanitaire, pour l'autorité de sûreté, les réductions des autorisations de rejets vont dans le sens d'une démarche de progrès. Ainsi, les premiers arrêtés concernant les autorisations de rejets pour les nouvelles centrales de Chooz (1996), puis Civaux (1997), traduisent le durcissement de la réglementation : la radioactivité annuelle pouvant être rejetée dans l'environnement est réduite d'un facteur 5 (excepté pour le tritium et les effluents liquides) par rapport aux valeurs traditionnellement retenues. Initialement destinées aux nouveaux équipements, les dispositions du décret du 4 mai 1995 sont même appliquées lors du renouvellement des autorisations initiales des anciens réacteurs. L'autorisation de Saint-Laurent est la première concernée, en 1998 : l'autorisation globale de rejets est divisée par un facteur voisin de 35 par rapport aux anciennes autorisations de rejets hors tritium liquide et carbone 14. Les dispositions de l'arrêté de Saint-Laurent seront appliquées aux réacteurs à eau sous pression du palier 900 MW au fur et à mesure des renouvellements de leurs arrêtés. De plus, afin d'avoir une meilleure connaissance des rejets, l'Administration impose désormais des limites de rejets spécifiques pour chaque catégorie de radioélément. Ainsi le carbone 14, les iodes

¹⁰⁸⁸ Un premier dossier avait été consacré aux rejets des installations nucléaires dans le N° 111 de la revue *Contrôle* en juin 1996. Les intentions de la DSIN n'étaient pas clairement exprimées, si ce n'est que M. Lacoste précisait en introduction que la DSIN comptait «utiliser pleinement» les possibilités offertes par les textes réglementaires de mai 1995 «pour améliorer la situation partout où celle-ci n'est pas entièrement satisfaisante.»

¹⁰⁸⁹ Jean-Luc Lachaume, «Les actions de l'ASN dans le cadre des autorisations de rejets des INB», *Contrôle*, N°137, novembre 2000, pp. 31-34.

et le tritium gazeux qui n'apparaissent pas explicitement dans les arrêtés initiaux font l'objet de limites de rejets. Parallèlement, de nouvelles normes plus contraignantes visent la limitation des effluents chimiques rejetés par les installations nucléaires.

19.4. L'accent sur la radioprotection

19.4.1. La radioprotection des travailleurs extérieurs

Le dossier de la radioprotection des travailleurs des entreprises extérieures, les entreprises sous-traitantes de l'industrie nucléaire, est abordé à la suite d'une réunion du Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires du 19 janvier 1992, dont la DSIN assure le secrétariat. Le CSSIN avait émis un avis comportant un certain nombre de recommandations.

Le suivi des travailleurs des entreprises extérieures en matière de radioprotection pose entre autres le problème des relations entre le médecin du travail de l'entreprise d'origine du salarié et celui de l'entreprise utilisatrice. Une procédure avait été introduite par un arrêté du 31 juillet 1991 mettant en œuvre une carte de suivi médical ayant pour but d'attester en permanence qu'un travailleur est suivi médicalement. Mais en 1994, on devait constater que malgré cette procédure et les recommandations du CSSIN, ces mesures avaient eu peu d'effet. Lors de deux nouvelles réunions¹⁰⁹⁰, le CSSIN examine à nouveau la question de la radioprotection des travailleurs extérieurs. Au total, 29 000 personnes sont concernées pour EDF et le groupe CEA. D'après les chiffres de 1993, il est constaté qu'un travailleur extérieur intervenant dans une centrale d'EDF (ils sont 22 000 au total) est trois fois plus exposé qu'un agent EDF, le rapport étant de 1,7 au CEA. Un nouvel avis est émis par le CSSIN comportant des recommandations dont l'objectif est d'assurer une protection identique pour tous les travailleurs exposés aux rayonnements ionisants. Il demande aux pouvoirs publics, en particulier aux ministères chargés du travail et de la santé de traduire ces recommandations dans la réglementation, insistant pour que cette fois-ci les différents acteurs concernés en tiennent compte.¹⁰⁹¹

Le recours aux entreprises extérieures et à des personnels en contrats à durée déterminée ou à des intérimaires est justifiée par EDF par les modalités des arrêts de tranche qui ont lieu l'été : par voie de conséquence, les travaux de maintenance sont des tâches saisonnières et itinérantes. Ce recours conduit parfois à des situations fâcheuses : des travailleurs tournent très vite l'été de centrale à centrale, d'autres ou les mêmes ont un nombre d'heures de travail hebdomadaire très élevé, des travailleurs sont logés dans de mauvaises conditions, cumulent les doses radioactives reçues de centrale en centrale

¹⁰⁹⁰ Le 2 juin 1994 et le 19 mars 1995.

¹⁰⁹¹ La Direction Générale de la Santé, la Direction des relations du travail travailleront à partir de 1996, en relation avec la Direction du Gaz, de l'Electricité et du Charbon, à l'élaboration de textes sur ces questions et en particulier à la transposition en France de la directive Euratom 96/29 du 13 mai 1996 sur les normes de base en matière de radioprotection. Un comité interministériel de transposition sera mis sur pied pour produire les décrets concernant la protection de la population, la protection des travailleurs, les procédures de déclaration et d'autorisation administratives, les interventions en cas d'urgence radiologique.

sans que les bilans globaux soient correctement établis.

Aux yeux de la DSIN, la question de la radioprotection mais plus généralement la question de la surveillance des prestataires est un sujet de préoccupation, dans la mesure où l'intervention de ces salariés porte sur des matériels importants pour la sûreté. Les problèmes de sûreté, de qualité et de conditions de travail sont en effet étroitement liés : des opérations de maintenance bien faites, par conséquent effectuées par des travailleurs qui ne sont pas dans des situations trop précaires, pas trop fatigués et qui sont suffisamment formés, sont garantes de la sûreté. En 1997, la DSIN constate des améliorations des pratiques d'EDF grâce à un plan d'action mis en œuvre à partir de 1995, dans les domaines comme l'accroissement des contrats pluriannuels avec les entreprises prestataires, la protection des travailleurs contre les rayonnements ionisants, la formation et la qualification des prestataires. La DSIN entend à partir de 1998 réorienter sa surveillance en ce sens, en particulier sur des points liés à la sûreté, la qualité et la radioprotection et la sécurité.¹⁰⁹²

19.4.2. La radioprotection, indice de la sûreté

Au cours des années 1990, on estime du côté de la DSIN que les efforts fournis du côté de la sûreté ne peuvent pas pleinement porter leurs fruits auprès du public à cause de certains manquements du côté du contrôle de la radioprotection.

En effet, nombre de petits scandales qui surgissent dans la presse périodiquement et affectent l'ensemble de l'industrie nucléaire ressortissent du domaine de la radioprotection : on l'a vu lors de la première visite décennale de Fessenheim en 1989 où le SCPRI refusait de communiquer ses données de mesure de radioactivité autour du site, contribuant à semer le doute sur toute l'activité de contrôle. D'autres événements allaient défrayer la chronique, comme en 1998 le transport par wagons de combustibles irradiés d'EDF et dont la contamination surfacique dépassait périodiquement les normes réglementaires. C'est encore la découverte d'anciennes traces de contamination à l'uranium dans certaines maisons de Gif-sur-Yvette... D'un point de vue d'affichage vis-à-vis du public, les progrès en matière de sûreté ne pouvaient avoir de portée médiatique si, périodiquement, des événements du côté de la radioprotection faisaient scandale. C'est pourquoi il apparaissait nécessaire de progresser du côté de la radioprotection, notamment par un rapprochement avec la sûreté.

Sur le fond, un certain nombre de raisons expliquent pourquoi l'organisation de la radioprotection n'a jamais été à la hauteur de l'organisation du contrôle de la sûreté. La sûreté, affaire d'ingénieurs, a eu d'emblée à s'occuper de gros engins comme les réacteurs ou les installations de recherche. L'objet d'étude était clairement identifié, au sein d'organismes centralisés comme le CEA, disposant de crédits importants. A partir du moment où l'Etat a décidé de créer ses propres structures de contrôle de la sûreté, au sein du ministère de l'industrie, des postes ont été créés, de l'argent a été mis à disposition. Dans le cas de la radioprotection, les installations à contrôler sont beaucoup plus nombreuses, beaucoup plus diffuses (sources radioactives pour les applications médicales, appareils à rayons X...) Historiquement, le contrôle de la radioprotection en

¹⁰⁹² DSIN, Rapport d'Activité 1997, pp. 193-194.

France est né au sein de l'INSERM sous la forme d'un Service central de protection contre les rayonnements ionisants (SCPRI) à partir de 1954 et confié au Professeur Pierre Pellerin. Considéré comme un despote éclairé, mais despote également contre les exploitants nucléaires qui devaient obéir à ses oukases, le professeur Pellerin, en charge du SCPRI pendant près de 40 ans, a assumé personnellement un grand nombre de décisions, mais s'est moins soucié de constituer une mécanique pour exercer le contrôle. Plus fondamentalement peut-être, la radioprotection a été organisée au sein du ministère de la Santé, qui est un ministère disposant de peu de moyens. Pendant longtemps, une seule personne dans l'administration de la Santé était en charge de la radioprotection, l'ensemble du fonctionnement du contrôle étant de fait confié au SCPRI, l'organisme expert. Les rôles d'expertise et d'autorité administrative étaient de ce fait peu distincts. Mais le rattachement de la radioprotection à la santé avait un effet « pervers » : du point de vue de la santé publique, la radioprotection ne peut pas être une priorité au regard des fléaux pour la santé que sont des problèmes comme l'alcoolisme, le tabagisme ou le cancer. La pauvreté du ministère explique alors pourquoi, ne comptant pas comme une priorité majeure, le traitement budgétaire de la radioprotection a toujours été faible. D'ailleurs, même en considérant le seul domaine de la radioprotection, la priorité à accorder n'est pas évidente, du point de vue de la santé publique, entre la radioprotection des travailleurs du nucléaire, celle des milieux médicaux qui mettent en œuvre les rayonnements soit pour faire des diagnostics soit des thérapies, ou la limitation des doses reçues par les patients.¹⁰⁹³

En 1994, le SCPRI est transformé en Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI), et placé sous la tutelle conjointe des ministres chargés respectivement de la santé et du travail. Comme précédemment, les ministres, pour le contrôle de la radioprotection, ont préféré se reposer sur l'appui technique qu'est l'OPRI (200 personnes), et n'ont créé dans l'administration qu'un seul bureau en charge des problèmes de radioprotection dans chacun des ministères. Ce bureau regroupe au total une dizaine de personnes.

Nous quittons à présent l'histoire proprement dite pour l'histoire immédiate, en cours d'élaboration, pour traiter ce qui apparaît comme l'une des dernières étapes d'une longue évolution.

Dans le cadre d'une réforme du système global de contrôle du nucléaire, périodiquement objet de critiques, notamment de la part de l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques, les moyens dévolus à la sûreté et à la radioprotection sont regroupés, tant en ce qui concerne l'expertise qu'en matière d'autorité administrative. Ainsi, le gouvernement décide par décret du 22 février 2002 que les services de l'Etat chargés du contrôle de sûreté nucléaire et de radioprotection sont

¹⁰⁹³

Il serait sans doute intéressant d'étudier les différences culturelles entre les ingénieurs qui majoritairement s'occupent de la radioprotection, dont nombreux sont issus du CEA, mais qui sont souvent classés comme médecins, et les médecins travaillant dans les hôpitaux sur des appareils distillant des rayonnements ionisants. L'hypothèse culturelle explique peut-être les réticences des médecins au contrôle de la radioprotection dans le milieu médical : car du point de vue thérapeutique, ils utilisent eux des doses colossales, et conçoivent difficilement quel problème posent des doses mille à 10 000 fois plus faibles du fonctionnement normal du nucléaire. Ajoutons à cela la tradition vivace du milieu médical où règnent encore les grands patrons, maîtres de la vie des gens.

rassemblés ¹⁰⁹⁴ au sein d'une Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR), dont André-Claude Lacoste est nommé Directeur général. La DGSNR est placée sous l'autorité de trois ministres. Les ministres de l'industrie et de l'environnement restent compétents en matière de contrôle de la sûreté nucléaire, le ministre chargé de la santé en matière de contrôle de la radioprotection de la population. Parallèlement, les moyens d'expertise de l'IPSN et de l'OPRI sont regroupés au sein d'un nouvel institut public à caractère industriel et commercial, l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN). Le nouvel IRSN est placé sous la tutelle des ministres chargés respectivement de l'environnement, de l'industrie, de la recherche, de la santé et de la défense. On peut ici parler de rupture, car pour la première fois depuis les débuts de l'énergie nucléaire en France, l'organisme d'experts est structurellement détaché du Commissariat à l'Energie Atomique.

19.5. Transparence et indépendance

Après la création en 1973 du Service Central de la Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) au sein du ministère de l'industrie, sa transformation en Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (DSIN) en 1991 sous la double tutelle des ministres chargés de l'industrie et de l'environnement, la création d'une Direction générale, sous l'autorité conjointe de trois ministres, témoigne de la montée en puissance de l'organisme en charge du contrôle de la sûreté et de la radioprotection en France. En cas de conflit entre ces ministres sur un dossier, celui-ci monte jusqu'au Premier ministre qui arbitre le litige. La sûreté et la radioprotection dépendent donc de fait de la plus haute autorité gouvernementale.

Avec l'instauration d'une Direction Générale de la Sûreté et de la Radioprotection, le choix a été fait de conserver la structure du contrôle au sein de l'administration. Une autre possibilité aurait été de créer une structure indépendante de l'Etat, qui ne soit rattachée à aucun ministère, une sorte de Conseil de la sûreté nucléaire et de la radioprotection sur le modèle du Conseil supérieur de l'audiovisuel. La question posée est en effet celle de l'indépendance de la structure de contrôle. Selon André-Claude Lacoste, ¹⁰⁹⁵ l'indépendance d'une autorité administrative de contrôle doit s'examiner de deux points de vue : l'indépendance par rapport aux exploitants et l'indépendance vis-à-vis des pouvoirs publics. Comme le montrent un certain nombre de décisions, l'indépendance par rapport aux exploitants est un fait acquis, depuis longtemps. La question plus délicate est celle de l'indépendance vis-à-vis des pouvoirs publics, car tout le pouvoir dont dispose une administration lui vient du fait qu'elle peut parler au nom de l'Etat. Et il paraît quelque peu paradoxal d'être indépendant de l'entité au nom de laquelle on s'exprime. La question posée est donc celle de la crédibilité de l'Etat auprès de la population, et l'on doit

¹⁰⁹⁴ La DGSNR regroupe ainsi la DSIN côté sûreté, et du côté radioprotection, le Bureau des rayonnements de la Direction générale de la santé au ministère de l'emploi et de la solidarité, la partie de l'OPRI qui par délégation exerçait de fait, au-delà de l'expertise, des tâches de contrôle, ainsi que le Secrétariat permanent de la Commission interministérielle des radioéléments artificiels (CIREA).

¹⁰⁹⁵ Entretien avec André-Claude Lacoste, août 2001.

constater dans les années 90 que sur les questions de radioprotection en particulier, l'Etat n'est plus considéré comme crédible. C'est pourquoi, à l'instar de ce qui se fait à l'étranger, aux Etats-Unis en particulier avec la NRC, des propositions ont été émises pour la création d'une autorité indépendante.

La question d'une éventuelle évolution dans ce sens en France reste ouverte. En attendant, deux critères permettent de mesurer l'indépendance qu'a acquise la DSIN par rapport aux ministres, selon M. Lacoste : la capacité à se faire une opinion, d'une part, et la capacité à s'exprimer librement de l'autre. Etre capable de se forger une opinion signifie avoir les moyens de faire une expertise : les moyens et les compétences sont disponibles, grâce à l'IRSN et aux groupes permanents, et grâce à la compétence acquise par l'autorité elle-même. En ce qui concerne la liberté d'expression, le rapport sur Superphénix de 1994 témoigne que le chef de la DSIN en dispose, personne n'en ayant connu la teneur avant qu'il le remette aux deux ministres et presque simultanément à la presse. En 1998, c'est un rapport sur la contamination des transports de combustible nucléaire dont M. Lacoste remet un exemplaire à 8h au premier ministre, une demi-heure avant la conférence de presse devant les journalistes.

Sur le plan juridique cependant, le contrôle de la sûreté en France reste dépendant des ministères, ce qui laisse planer un doute sur la réalité de cette indépendance. Le directeur d'une administration reste malgré tout nommé par le pouvoir qui peut formellement le démettre quand il le souhaite. Cette dépendance est souvent relevée par les milieux hostiles à l'énergie nucléaire ou lors des conférences internationales car dans certains autres pays les autorités de sûreté sont formellement beaucoup plus indépendantes du pouvoir de l'Etat. Ceci amène à distinguer ce que M. Lacoste appelle l'indépendance *de jure* de l'indépendance *de facto*. Dans certains pays, les autorités affichent une indépendance *de jure* très grande, mais ne sont pas *de facto* très indépendantes. A l'inverse, en France, le fait est plus avancé que le droit : l'indépendance formelle est peu lisible, mais dans les faits l'autorité de sûreté dispose d'une forte indépendance.

Evaluer le pouvoir de l'autorité de contrôle par rapport aux exploitants à la seule aune des textes de lois ou réglementations donnerait une idée fautive du poids de l'ASN. Dans les faits, la réglementation nucléaire est fondée sur un petit article de loi datant de 1961 et sur un décret de 1963 plusieurs fois remanié. Mais de facto, un certain nombre de dispositions sont appliquées qui n'existent pas de jure. Par exemple, l'un des prédécesseurs de M. Lacoste entre 1977 et 1986, Christian de Torquat, avait spécifié à EDF que toute centrale qui serait arrêtée plus de quinze jours pour un motif quelconque, verrait son redémarrage soumis à son autorisation. Cette pratique toujours de mise n'a aucun fondement juridique, mais la décision est appliquée par les exploitants. Il en est de même avec la création en 2000 d'un système de mise en demeure de l'exploitant : la DSIN rend publiques certaines décisions où l'exploitant est sommé de procéder à telle chose avant telle date sous peine de sanction. Dans le cadre des installations classées, cette pratique est inscrite dans la loi, ce qui n'est pas le cas des installations nucléaires. Malgré tout, même en l'absence de textes de loi, les exploitants nucléaires se soumettent aux injonctions de l'ASN, ce qui prouve que l'autorité dispose d'un pouvoir de fait : un certain rapport de force s'est établi au cours du temps.

Qu'en est-il de l'indépendance par rapport au pouvoir, la liberté de s'exprimer ? Nous l'avons vu, c'est désormais un fait acquis. De plus, s'exprimer devant l'opinion publique c'est la prendre à témoin, et il serait dans les faits plus difficile pour le pouvoir de démettre un responsable sans engager sa propre responsabilité. Les propres collaborateurs des services administratifs de sûreté, les journalistes toujours aux aguets, l'opinion publique, ne manqueraient de dénoncer tout acte de censure ou de sanction à l'égard d'un chef de la sûreté qui se serait prononcé par exemple pour l'arrêt d'une installation pour des raisons de sûreté. De fait aussi, il peut être pratique pour le pouvoir de disposer d'un «tampon» en cas de problème dans le contrôle : le responsable est le chef de l'administration et non le ministre.

Cette indépendance acquise par la DSIN est une construction de trente ans : depuis Jean Servant, en passant par Christian de Torquat et Michel Lavérie, chacun des responsables a conquis cette indépendance, lui a fait franchir un cap supplémentaire.¹⁰⁹⁶ Une dernière étape envisageable serait l'indépendance structurelle à l'égard du pouvoir. Mais la question se pose de savoir ce que signifie une indépendance totale, car on dépend toujours de quelqu'un, au minimum de la personne qui nous a nommé.¹⁰⁹⁷ Sur la forme, l'affichage serait sans doute plus efficace, mais l'indépendance y gagnerait-elle ? En tout cas, la question qui se pose du point de vue de l'organisation du contrôle a toujours été de ne pas mettre le contrôleur dans une position qui en ferait un opposant irréductible. Comme l'indiquait un responsable d'EDF qui pouvait craindre à une époque que, sous prétexte d'indépendance, le contrôle de la sûreté soit rattaché exclusivement au ministère de l'environnement, «à la limite, la meilleure façon qu'il n'y ait pas de problème, c'est que cela ne marche pas du tout !» Si les gens en charge de la sûreté n'ont aucun intérêt à ce que les installations fonctionnent, la position la plus confortable pour eux est que cela ne fonctionne pas. C'est pourquoi il faut nécessairement un arbitrage. C'est ce qui explique que le ministère de l'industrie ait conservé sa tutelle sur la DSIN et qu'elle ne soit pas passée sous la coupe du seul ministère de l'environnement, à la différence du contrôle de toutes les autres entreprises classées dangereuses.

L'indépendance de l'autorité de sûreté se traduit par une plus grande transparence : l'ASN informe sur ses activités, publie tous les incidents classés dès le niveau 1 de l'échelle de gravité, édite un volumineux rapport d'activité annuel, et une revue bimestrielle. A partir de l'année 2000, elle rend publiques les décisions importantes qu'elle

¹⁰⁹⁶ Un indice de la continuité de l'action de l'administration est le petit nombre et la longévité de ses chefs successifs : en près de 30 ans, il n'y a eu que quatre responsables différents.

¹⁰⁹⁷ La Nuclear Regulatory Commission (NRC) américaine, comprend cinq commissaires, nommés en fonction de leurs opinions, de leurs champs de compétence : toute la difficulté du choix consiste à ce que les différentes tendances soient représentées, certains sont choisis parce que plutôt favorables, d'autres plutôt défavorables, dans un subtil équilibre. Tous les témoins interrogés avouent avoir du mal à comprendre ce mécanisme, très anglo-saxon, et envisagent difficilement une transposition de ce genre de pratiques au contexte et à la tradition française. Dès qu'il s'agit de prendre une décision aux Etats-Unis, le collège des cinq commissaires de la NRC se réunit, il auditionne les chefs de ses services, la réunion est publique. Chacun vient lire à la virgule près un papier écrit à l'avance. Tous les échanges sont archivés, tous les documents rendus publics. Certains responsables français interrogés ne peuvent s'empêcher de penser que ce type de transparence absolue est factice, que nombre de choses ne peuvent que se passer dans les coulisses, qu'il n'est pas possible de travailler entièrement en public.

impose aux industriels ainsi que les mises en demeure qu'elle formule parfois pour leur rappeler leurs obligations. L'ASN réfléchit en outre au moyen de diffuser les documents bruts, dans la forme où ils ont été émis. Les décisions de l'autorité de sûreté sont donc de plus en plus rendues publiques, mais on n'entend pas que le processus qui a conduit à la décision le soit. L'élaboration de la décision de l'autorité de sûreté est un processus complexe de dialogue entre l'ASN, son appui technique l'IPSN et le ou les exploitants concernés, et éventuellement d'autres experts. De nombreux échanges ont lieu entre l'ingénieur chargé d'une affaire au sein de l'ASN, son chef et la direction. L'ASN ne souhaite pas que ce processus de prise de décision soit rendu public. L'adjoint de M. Lacoste explique cette position : »[cela] conduirait immédiatement à faire éclater le système en poussant chacun à rendre son avis non plus en conscience, mais en fonction des réactions de l'opinion. Il est évident qu'un organisme et à plus forte raison une personne est contrainte dans son expression par le fait que celle-ci est publique. L'ASN ne souhaite pas que ses experts ou ses agents soient ainsi bridés. En revanche, l'ASN doit être en mesure de rendre compte a posteriori et de justifier les décisions qu'elle a prises (...)»¹⁰⁹⁸ C'est donc la poursuite de la doctrine traditionnelle qui veut que l'autorité protège la liberté d'expression en amont de ses décisions par peur de stériliser le débat. C'est pourquoi les avis de l'IPSN, les échanges de courrier entre les experts et l'ASN, comme ceux des Groupes permanents d'experts ne sont pas publics. Par contre, on estime à l'ASN qu'une étape supplémentaire dans la transparence doit être franchie en permettant des consultations beaucoup plus larges de la population : organiser sur de grands sujets de politique générale des consultations ou des débats offrirait à chacun la possibilité de faire part de ses interrogations ou de ses observations avant que l'ASN ne prenne une décision. C'est une évolution que l'ASN estime nécessaire.

¹⁰⁹⁸ Goellner, Jérôme, «La politique de transparence de l'Autorité de sûreté nucléaire : d'une mission d'information à la diffusion de documents bruts et à l'organisation du débat public», Contrôle, N°141, juillet 2001, pp. 74-79, p. 77.

conclusion

I. Récit et leçons tirées de chaque période

La sécurité de toute technique est liée à son objet et elle évolue nécessairement avec lui. La sûreté nucléaire - l'ensemble des doctrines et des moyens mis en œuvre pour maîtriser le risque nucléaire - a une histoire, elle est le fruit d'une histoire. En quelques dizaines d'années, les réalisations atomiques sont passées d'expériences de laboratoires, dont les risques sont limités aux manipulateurs, à des usines de production d'une puissance de quelques kilowatts au début des années cinquante, puis de plus d'un millier de MW trente ans plus tard, présentant des risques technologiques aux conséquences potentiellement catastrophiques pour l'ensemble de la société. Le potentiel de danger en terme de quantité de poison et les tâches de maîtrise de la machine ont posé des problèmes différents à chacun de ces stades et particulièrement lors des passages de l'une à l'autre de ces étapes. Objet technique au départ, on a abouti à un grand système technique qui s'insère dans une société.

Première période : 1945-1959

Du point de vue des techniques et des organisations qui les mettent en œuvre, l'histoire

de l'énergie atomique et celle de sa sûreté en France distinguent une première période qui va de 1945 à la fin des années cinquante. Le Commissariat à l'Energie Atomique est seul acteur sur la scène atomique française, quasiment isolé des réalisations étrangères. L'autarcie et la course aux réalisations atomiques sont des facteurs déterminants pour comprendre le style du développement technique au cours de ces quinze premières années. L'empirisme domine les réalisations atomiques, on apprend sur le tas. Développement et sûreté sont indifférenciés : scientifiques et ingénieurs gèrent à la fois ces deux aspects.

Entre 1945 et 1951, les activités du CEA recouvrent la prospection minière, des travaux d'usine pour la fabrication de matériaux et combustibles et un travail de recherche en laboratoire sur les piles atomiques. A ce stade, les risques ne concernent guère que les travailleurs eux-mêmes. Le danger de la filière atomique, la radioactivité, est identifié depuis le début du siècle et les mesures pour s'en prémunir consistent à interposer des écrans protecteurs et développer des instruments de détection et de mesure des rayonnements. Avec la mise sur pied des premières machines mettant en œuvre le phénomène de fission, le risque est l'emballement de la réaction en chaîne qu'on ne parviendrait pas à maîtriser. Mais pour la toute première machine, la crainte qui domine est que la réaction en chaîne ne se produise pas. Le développement des piles est une activité de laboratoire menée par de petites équipes de pionniers. Le nombre de scientifiques et d'ingénieurs ayant des connaissances dans le domaine est très restreint, les connaissances elles-mêmes sont ténues, la qualité des hommes chargés de ce développement est exceptionnelle. C'est une phase «normale» du développement technique : les premiers physiciens et ingénieurs qui élaborent cette technique sont les seuls capables de gérer la sécurité de leur machine.

Avec les premières réalisations de piles, on cerne mieux le champ de la sécurité de l'énergie atomique. En 1951, un service de protection contre les rayonnements est institué qui est chargé de la radioprotection : il évalue les effets biologiques des rayonnements et développe des moyens techniques de limitation de l'exposition. La maîtrise de la machine et les précautions prises pour éviter les accidents, ce qu'on appellera à partir de 1960 la sûreté, restent aux mains des techniciens eux-mêmes.

L'année 1952 voit un changement de contexte : le CEA est doté d'objectifs industriels et militaires. Le CEA doit fabriquer la bombe atomique grâce à la production de plutonium et impulser la création d'une industrie atomique française. Ce tournant correspond à un changement sociologique également : aux scientifiques et techniciens «de gauche» succèdent les jeunes ingénieurs polytechniciens, plus proches des milieux industriels et militaires. Les effectifs vont décupler en quelques années. L'Administrateur Général, responsable des impératifs industriels et militaires et dont dépendent les centres de production de plutonium, prend officiellement le pas sur le Haut-Commissaire. Francis Perrin reste responsable des aspects scientifiques et sanitaires et c'est lui qui impulsera la création des organisations de protection et de sûreté.

Le développement des grandes piles de production est marqué par la poursuite de l'empirisme. Il faut aller le plus vite possible. Tous les moyens disponibles sont consacrés au développement, personne n'est chargé de réfléchir en propre à la sûreté. Les techniciens n'ont pas le temps de faire tous les essais qui permettraient une connaissance

approfondie des différents phénomènes intervenant dans le fonctionnement d'une installation, même les plus élémentaires. La construction et le fonctionnement d'une machine, certes imparfaite, doivent permettre d'acquérir l'expérience en grandeur nature plus rapidement. Pour faire face aux inconnues sur les données, les concepteurs incluent dans leurs projets de nombreuses marges de sécurité : ils surdimensionnent les installations. On ne se rapproche que progressivement des frontières où l'on estime que le fonctionnement de la machine peut poser des problèmes : les essais sont menés avec d'autant plus de précautions que le fonctionnement est mal connu ou qu'il peut s'avérer dangereux. Peu à peu, on autorise les installations à fonctionner en se rapprochant des limites. En parallèle, des expériences de physique sont montées sur des piles spéciales afin d'acquérir ou de préciser les connaissances de base encore lacunaires. Grâce à l'acquisition de ces connaissances, les marges de sécurité peuvent être diminuées, ce qui est le gage d'un meilleur rendement des installations.

Les années 1955-1959 constituent une phase charnière. Le contexte international change. Les questions atomiques s'internationalisent, ce domaine resté jusque-là autarcique s'ouvre. Les réflexions menées à l'étranger sur la sûreté deviennent publiques et les Français les découvrent à l'occasion des premiers congrès internationaux. Ces exemples vont jouer un rôle fondamental dans la prise en compte de la sûreté en France, tant sur le plan des concepts que de l'organisation.

Aux Etats-Unis et en Angleterre, pays disposant d'une avance considérable dans le domaine nucléaire, on a réfléchi aux accidents susceptibles de se produire sur les installations atomiques : on a en particulier envisagé les pires conséquences possibles dans les cas les plus défavorables pour essayer de mesurer le potentiel de danger que représente cette nouvelle technique. Le rapport américain WASH 740 de 1957 a par exemple chiffré les conséquences maximales d'un accident de réacteur. Des critères en voie de formalisation ont été étudiés : les installations atomiques doivent être d'autant plus éloignées des centres urbains que la puissance des machines augmente. Dans les réacteurs américains, une mesure préconisée depuis 1953 est d'entourer les machines d'une enceinte étanche qui soit une barrière ultime de rétention des produits radioactifs en cas d'accident. On suppose donc l'accident possible et on prend une mesure de limitation des conséquences, au-delà des mesures de prévention étudiées.

Des procédures ont été mises en place pour l'autorisation des centrales atomiques : les rôles de promoteur, d'expert et de régulateur ont été distingués, et institutionnalisés. Une innovation dans les procédures d'évaluation de la sûreté est l'obligation faite aux projeteurs de rédiger un «rapport de sûreté» où ils exposent les mesures prises pour prévenir les accidents ou pour en limiter les effets, et en particulier les accidents les pires envisageables. L'ensemble de ces mesures est évalué par les experts et les régulateurs, à différents stades de la vie de l'installation : à la conception, après la construction, et en fonctionnement. A la fin des années cinquante Outre-Atlantique, les réflexions sur les accidents graves s'orientent vers la définition d'un accident maximum crédible, l'accident le plus grave mais choisi sur des bases raisonnablement pessimistes. Les installations doivent être robustes face à cet accident extrême. Les conséquences doivent être acceptables, c'est-à-dire qu'une population située à une distance définie ne doit pas recevoir une dose supérieure à la norme fixée. C'est une tentative de normalisation du

type de situations accidentelles à envisager et qui limite la gamme des accidents à étudier en considérant un accident extrême, mais plausible. Au-delà d'une certaine invraisemblance, les accidents ne sont plus pris en compte. C'est un moyen pour les régulateurs de juger de l'acceptabilité de cette technique : les conséquences du pire accident raisonnablement envisageable sont acceptables. Sur le fond, l'idée sous-jacente est qu'une protection contre les accidents extrêmes assure automatiquement la protection contre les accidents moins graves.

Aux Etats-Unis, l'organisme promoteur de l'énergie atomique, l'USAEC, impulse également des recherches spéciales consacrées à la sûreté dont les budgets sont multipliés par presque cent en dix ans : le but est de protéger la santé du public mais aussi d'atteindre cet objectif par des moyens les moins coûteux pour rendre l'énergie atomique compétitive le plus rapidement possible. Ces recherches comportent à la fois des études sur des phénomènes particuliers et des expériences globales d'accident allant jusqu'à la destruction d'installations.

Cette internationalisation des questions atomiques intervient au moment où en France les réalisations atomiques entament leur phase industrielle. Outre l'avance des autres pays en matière de réflexion, les organisations internationales jouent un rôle croissant dans le domaine atomique : Euratom, l'AIEA, s'immiscent dans les politiques atomiques des Etats pour promouvoir en priorité telle ou telle filière. Les mesures de sécurité, en matière sanitaire ou de sûreté sont l'un des axes d'intervention de ces organismes. Il devient urgent pour les Français de disposer de leurs propres organismes d'expertise dans ces domaines afin de pouvoir défendre leurs intérêts dans ces institutions.

Au-delà des exemples étrangers, les premiers accidents atomiques contribuent de façon prépondérante à la prise de conscience de la nécessité de créer une organisation spécifique chargée de la sûreté en France. L'accident de Windscale qui survient en 1957 en Grande-Bretagne a joué un rôle majeur dans cette voie, d'autant que les Français développent une filière proche de celle des Britanniques. A Windscale, un incendie de cartouches d'uranium a relâché des milliers de Curies d'iode radioactif dans l'atmosphère, contaminant des centaines de kilomètres carrés, et conduisant à l'interdiction de la consommation du lait de la région voisine de la centrale pendant plusieurs jours.

Au cours de la seconde moitié des années cinquante, le CEA connaît ses premiers accidents. Ceux-ci obligent à prendre des mesures. Ils signalent une délimitation des responsabilités insuffisante. Ils témoignent aussi d'un changement d'échelle de l'organisme en charge des réalisations atomiques, un changement de génération également. Ce ne sont plus seulement les grands scientifiques qui manient ces machines mais d'autres techniciens qui n'ont pas présidé à leur développement, moins conscients des risques, pour qui le fonctionnement est plus routinier. Il faut formaliser ces questions.

En 1957, Francis Perrin charge le chef du Département d'Etudes des Piles du CEA, le département qui conçoit les projets de pile, d'organiser la sûreté au sein du Commissariat. Après quelques mois de réflexions tirées de voyages aux Etats-Unis et en Grande-Bretagne, est mise en place une organisation centralisée au CEA pour les questions de sûreté : la CSIA.

La Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) est l'archétype de l'organisation en charge de la gestion de la sûreté en France à partir de cette époque. Tous les départements partie prenante du CEA sont représentés dans la commission : départements de production, de recherche et développement, de fabrication des matières nucléaires. Le dialogue technique à propos des questions de sûreté est institutionnalisé au sein de la Commission. Cinq sous-commissions font office d'experts pour la sûreté des piles, la criticité, la contamination chimique, les sites, les transports. Sous l'autorité du Haut-commissaire, la Commission détient le pouvoir de décision. Les centres de production et de recherche plaident leur cause devant ce tribunal. Mais personne n'est accusé. La sûreté est présentée comme l'intérêt général entre les différentes parties. Le CEA est le seul organisme atomique en France : les rôles de producteur, d'expert et d'autorité, sont différenciés à l'intérieur même du Commissariat.

Ce n'est pas tant la pression du monde extérieur au domaine atomique qui insuffle, en France comme ailleurs, la conscience chez les ingénieurs de la nécessité de mettre sur pied des institutions chargées de s'assurer de la bonne prise en compte de la sûreté dans les projets atomiques. Dans le cas de la France, le rôle des exemples étrangers et des organisations internationales est indéniable. Les pratiques américaines sont importées : il est désormais nécessaire de rédiger un rapport de sûreté pour obtenir l'autorisation de construction puis d'exploitation d'une pile, l'étude de la sûreté passe par celle des accidents possibles avec une mention particulière à l'accident maximum envisageable; le terme «sûreté» choisi à cette époque dans le vocabulaire nucléaire est même l'exacte traduction de l'américain «safety».

Deuxième période : 1960-1970.

Instaurée au début de l'année 1960, la Commission de Sûreté des Installations Atomiques procède d'abord à l'examen de la sûreté des installations du CEA qui sont en fonctionnement. Preuve de la nécessité de ce regard spécial sur les questions de sûreté, certaines pratiques jusque-là tolérées sur les piles de recherche sont désormais prohibées.

L'examen de la sûreté des piles de production de plutonium du commissariat, les piles G1, G2 et G3 situées à Marcoule montrent la séparation des rôles entre producteurs et experts de sûreté. Des discussions très techniques ont lieu au sein de la commission : des appréciations différentes de certains paramètres apparaissent entre ingénieurs de la Sous-Commission de Sûreté des Piles et ingénieurs du centre de Marcoule. Bien que les uns et les autres appartiennent au CEA, les discussions entre ingénieurs de sûreté et producteurs sont sans compromission. Les solutions techniques ne s'imposent pas d'elles-mêmes, les critères non plus, des solutions différentes sont possibles pour atteindre un même niveau de sûreté. Les débats témoignent des rapports de force, mais aussi des divergences de fond, des appréciations différentes des problèmes.

La sûreté s'évalue d'après l'état d'avancement des connaissances scientifiques et techniques. C'est de la confrontation des points de vue que doit émerger un consensus ou que doivent apparaître ou se cristalliser les divergences, les inconnues, les champs de connaissances à défricher. La Commission de sûreté est le lieu où se confrontent les

différents points de vue.

Dans toute cette période, les ingénieurs qui se spécialisent dans la sûreté doivent apporter la preuve à leurs collègues de l'utilité de leur tâche et ils présentent la sûreté comme l'intérêt général de toute la communauté nucléaire. L'absence d'accident est la condition sine qua non de la réussite du développement industriel de cette forme d'énergie. D'ailleurs, nombre de questionnements sont communs. Car les années soixante sont toujours une phase de développement pour l'énergie atomique. De nombreuses inconnues subsistent. De ce point de vue, les spécialistes de la sûreté peuvent s'appuyer sur les informations qu'ils tirent des études de sûreté pour apporter une aide aux projeteurs : les études de sûreté contribuent à la compétitivité économique de l'énergie atomique. En ce sens, les hommes de la sûreté font œuvre utile, ils sont les alliés des développeurs. Grâce à une meilleure connaissance du fonctionnement réel des réacteurs, les études de sûreté sont un moyen pour éventuellement réduire les marges de sécurité prises initialement par prudence.

Du fait de son monopole en matière de sûreté nucléaire, la CSIA du CEA est chargée d'examiner la sûreté des premiers réacteurs d'EDF au début des années soixante. Mais la CSIA ne dispose pas du pouvoir face à EDF, elle émet un avis. En décembre 1963, un premier décret vient réglementer la création des installations nucléaires : aucun critère, aucune norme n'est pourtant spécifié si ce n'est que la CSIA est faite experte pour l'évaluation de la sûreté des projets. Les rivalités entre EDF et le CEA quant aux modalités de l'industrialisation de l'énergie atomique en France expliquent la création à partir de 1967 d'un nouvel organisme d'expertise, moins dépendant du CEA : un groupe d'experts rassemble les différents participants au jeu nucléaire français - EDF, CEA, industriels - pour évaluer la sûreté des installations suivantes d'EDF.

Au milieu de la décennie, un processus de gestion de la sûreté a été mis en place en France : les spécialistes sont même en mesure de s'exprimer de façon indépendante. Dans l'analyse de la sûreté, ils mettent de plus en plus l'accent sur une méthode pragmatique consistant à vérifier la tenue des barrières physiques s'opposant à la libération des produits radioactifs. L'analyse de la sûreté passe toujours par l'étude des accidents, mais la mention spéciale à un accident maximal crédible est progressivement mise en cause. Cependant, faute d'une méthode alternative pour trancher sur la question de savoir jusqu'où prendre en compte les scénarios accidentels hypothétiques, les Français poursuivent avec l'outil américain. Les études de sûreté françaises s'orientent vers des aspects plus phénoménologiques, moins démonstratifs que celles pratiquées aux Etats-Unis. Des arguments scientifiques justifient ces choix : on estime nécessaire de comprendre les phénomènes élémentaires fondamentaux qui peuvent intervenir dans les accidents, avant de pouvoir extrapoler au comportement global d'une installation en situation accidentelle. Mais on fait également de nécessité vertu : les moyens sont moins importants, les scientifiques français sont en retard en matière de gros calculateurs et de modélisation.

En 1967, une révolution dans l'approche du risque provient de Grande-Bretagne : l'approche probabiliste. Cette nouvelle conception s'oppose en particulier à la notion d'accident maximum crédible : il faut étudier tout le spectre des accidents, et pas seulement certains accidents extrêmes, choisis de façon plus ou moins arbitraire. Il faut

mesurer à la fois la probabilité et les conséquences d'un scénario accidentel pour avoir une idée réelle du risque et prendre les mesures adaptées. Certains accidents plus graves que le «Maximum Credible Accident» sont possibles (car pourquoi exclure la possibilité d'une rupture de cuve ?), certains ont des conséquences certes moins dramatiques mais sont plus probables. Une protection adéquate doit être telle que plus les conséquences d'une défaillance sont importantes, plus sa probabilité doit être faible.

A ce stade du développement de l'énergie atomique se pose la question des sites. Or des critères ont été émis aux Etats-Unis et en Grande-Bretagne sur la base de l'accident maximum crédible. Ceux-ci imposent des zones d'exclusion et des zones d'évacuation dont la taille dépend de la puissance du réacteur et de la densité de population autour des installations. Ces critères limitent de fait le nombre de sites susceptibles d'accueillir des installations atomiques, en particulier pour les pays comme la Grande-Bretagne où peu de sites disposent d'un environnement dont la densité de population soit faible. Sur la base d'un raisonnement probabiliste, les représentants britanniques prônent l'allègement des contraintes sur les sites. Les Français s'opposent aux conclusions qui tendent à relâcher les critères d'éloignement. Ils mettent l'accent sur la distance comme facteur supplémentaire de sûreté. La différence d'appréciation s'explique par le fait que les Anglais sont confrontés à la nécessité de sélectionner de nouveaux sites alors que les Français ont encore de la marge. Par ailleurs, il n'existe aucun critère en France concernant l'éloignement des centrales, alors que Britanniques et Américains doivent respecter une norme réglementaire. Changer le type de raisonnement et les hypothèses sont un moyen pour les Britanniques de modifier la législation, de fixer d'autres critères que celui sur l'éloignement pour l'évaluation de la sûreté.

Ce sera une différence constante et fondamentale entre la France et d'autres pays : la faiblesse de l'outil législatif (il n'existe aucune loi nucléaire en France) et réglementaire induit un type particulier de gestion de la sûreté qui accorde de fait un rôle prépondérant à l'analyse technique, au cas par cas.

1970-1979

L'histoire de l'énergie atomique en France au cours des années 1970-1979 est marquée par l'abandon de la filière UNGG au profit de la filière à eau légère et uranium enrichi développée aux Etats-Unis par Westinghouse. La réussite de ce transfert de technologie est la clé du succès de l'énergie atomique en France. L'adoption de la technique américaine a de nombreuses répercussions sur la structure du monde nucléaire en France et en particulier sur l'organisation du contrôle de la sûreté.

Le CEA perd le rôle qui était le sien de promoteur majeur de l'énergie atomique en France. EDF est chargé du vaste plan d'équipement nucléaire. Le choix industriel est de construire un parc de réacteurs standardisés. Les industriels jouent désormais un rôle dans l'énergie atomique; Framatome, détenteur de la licence Westinghouse pour la partie nucléaire des centrales, et CGE pour la partie «conventionnelle». Les acteurs impliqués dans le jeu nucléaire français sont plus nombreux, les relations entre CEA, EDF et industriels se complexifient. Afin que leurs intérêts parfois divergents en matière de sûreté soient pris en compte, un Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires est

institué au sein du ministère de l'Industrie. Le service administratif se porte garant auprès des industriels de la neutralité des choix en matière de sûreté. Le CEA, qui est concurrent des industriels, n'est plus juge et partie en matière de sûreté. Cependant, seul organisme disposant des compétences techniques dans le domaine de la sûreté, le CEA sort conforté dans son rôle d'expertise, à travers le Département de Sûreté Nucléaire puis à partir de 1976 à travers l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire. Il devient l'appui technique chargé de l'examen des dossiers des industriels pour le compte du Service central, ce dernier détenant le pouvoir de décision.

A côté de l'expertise au jour le jour par le CEA, d'autres groupes d'experts sont consultés par le Service central pour les problèmes techniques de sûreté que posent les moments clés de la vie de chaque installation, la création, la mise en service, le fonctionnement ou la mise à l'arrêt. Dans un premier temps, trois Groupes permanents sont créés, un pour les réacteurs, un second pour les usines, et un dernier pour les installations destinées au stockage des déchets. La composition des groupes permanents est révélatrice du style français de gestion du risque nucléaire. Les différents intérêts de la scène nucléaire sont représentés dans ces groupes permanents : les spécialistes de l'autorité administrative, du CEA, d'EDF, et des industriels sont réunis pour confronter leurs points de vue. Le dialogue se poursuit entre parties prenantes. Mais dans l'organisation du contrôle de la sûreté, le ministère de l'industrie conserve un rôle prédominant, alors qu'il est le principal responsable du développement du programme décidé en 1974 et considéré comme l'une des priorités du gouvernement : l'expert est au sein du CEA, agence gouvernementale, sous tutelle du ministère de l'industrie; EDF, producteur d'électricité et initiateur par ses commandes d'une industrie nucléaire française a également pour tutelle le ministère de l'industrie; le service de sûreté est une administration au sein de ce même ministère.

L'abandon des tâches de développement industriel par le CEA a des conséquences au niveau des hommes et en matière de diffusion des connaissances. Le CEA a libéré des techniciens compétents qui se consacrent désormais à la sûreté : projeteurs jusque-là, ils deviennent des experts de sûreté. Toute la communauté nucléaire française va bénéficier de ces transferts de compétence, que ce soit chez les industriels et EDF ou chez l'administration, dont les ingénieurs vont être formés à la sûreté par les hommes du CEA.

Le passage du pouvoir de décision au Service central et en particulier aux ingénieurs des Mines a lui aussi des conséquences notables : les ingénieurs des Mines disposent d'une longue tradition en matière de contrôle industriel, et ils vont créer une réglementation d'après leurs savoirs propres. L'une des «techniques en usage» au sein du Corps des Mines et qui s'avérera riche d'implications pour la sûreté nucléaire, est la pratique des visites décennales des installations comportant un appareil sous pression : tous les dix ans, les installations sont réexaminées, testées, et une décision est prise quant à la poursuite ou non de l'exploitation. Ce sera un des moyens de pression des autorités sur l'exploitant pour imposer la réévaluation et l'amélioration de la sûreté. Comme une épée de Damoclès sur la tête d'EDF, l'administration dispose ainsi d'une arme puissante face à l'exploitant, car elle peut décider la prolongation ou non de la vie des installations et exiger la mise en œuvre de certaines mesures de sûreté qu'elle juge

nécessaires.

Plus généralement, le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires a été chargé d'élaborer une réglementation nucléaire, et il procède avec une sage lenteur : alors que dans les autres pays les réglementations en matière de sûreté se multiplient, la jurisprudence française s'établit au fur et à mesure de l'examen technique des installations. Le souci de ne pas entraver le développement par une réglementation trop stricte, alors qu'on n'a qu'une connaissance approximative des installations, est très présent dans l'esprit de la réglementation française tout au long des années soixante-dix. Ceci est d'ailleurs conforme à la tradition nationale : la réglementation fixe des objectifs, non les moyens de les atteindre : l'industriel doit apporter la démonstration que les solutions qu'il a retenues sont aptes à remplir les objectifs fixés par l'administration. En ce sens, il est conduit à innover et ne peut pas se contenter d'appliquer des règles codifiées et approuvées a priori par l'administration.

Sur le plan de la doctrine, les règles américaines de conception et de construction, très formalisées, ont été importées par les industriels. Une des conséquences de ce transfert de technologie a été l'élan impulsé en France en matière de qualité industrielle de la construction. Les analyses techniques se sont également alignées sur les pratiques américaines et les nombreux débats qui se tiennent aux Etats-Unis sont suivis attentivement en France par les experts de la sûreté. Or il s'avère que plusieurs questions sont taboues aux Etats-Unis : la rupture de la cuve, la fusion du cœur, l'intégrité du confinement. La rupture de la cuve a été jugée suffisamment improbable pour qu'on ne considère pas comme indispensable de dimensionner l'ensemble de l'installation pour faire face à une telle éventualité : d'ailleurs, aucune enceinte ne résisterait à une telle rupture. La fusion du cœur apparaît également très improbable étant donné les dispositifs de sauvegarde redondants installés pour le refroidissement en cas d'accident. Les débats sont vifs sur ces questions Outre-Atlantique, entre experts au sein du monde nucléaire, mais également avec des scientifiques mobilisés par certains opposants.

A partir de 1974, un autre débat en provenance des Etats-Unis, le débat autour de l'approche probabiliste de la sûreté à la suite du rapport Rasmussen, divise nettement les protagonistes de l'énergie nucléaire en France. Il apporte la preuve que leurs points de vue respectifs se sont différenciés. D'un côté, les industriels sont hostiles à cette approche car ils craignent que de nouvelles règles viennent se superposer aux anciennes. Ils estiment que l'approche probabiliste, à la différence des règles déterministes en vigueur jusque-là, n'est pas un outil opératoire pour la conception. De l'autre, les experts et l'administration voient dans cette méthode un moyen pour aborder la sûreté de façon plus cohérente, mettant l'accent sur certaines failles à la conception. Ils s'appuient d'ailleurs sur les résultats des études américaines pour exiger de l'exploitant un renforcement global de la sûreté : ils entendent qu'EDF et les industriels approfondissent la prise en compte de certains scénarios au-delà des accidents conventionnels prévus dans les rapports de sûreté américains.

Tous ces débats se tiennent alors que des études et recherches sont lancées spécifiquement sur les questions de sûreté pour faire progresser les connaissances. Dans le cas des réacteurs à eau sous pression, les hypothèses retenues par les concepteurs américains (c'est le cas de la possibilité de rupture de la cuve, considérée comme non

croyable aux Etats-Unis), leurs évaluations en matière d'accidents, ou encore les codes de calcul, doivent être vérifiés. Pour les réacteurs à neutrons rapides qui sont développés en France avec une certaine avance sur les pays étrangers, les études de sûreté déterminent la conception : les hypothèses retenues en matière d'accident grave servent à dimensionner le confinement du réacteur. Le progrès des connaissances doit permettre de s'affranchir de marges de sécurité trop contraignantes. Les positions respectives des experts, autorités et industriels français apparaissent là beaucoup moins distinctes que pour les réacteurs à eau. On entend prendre sa revanche sur les concepts américains avec un futur développement industriel de réacteurs de cette filière.

Fondamentalement, le processus de contrôle de la sûreté est géré par les parties prenantes dans le jeu nucléaire français, à l'abri de l'opinion. Les débats, les divergences entre les différentes parties sur les questions de sûreté restent confinés dans des cercles restreints de spécialistes, et ignorés du public.

Dans les milieux industriels, certains sont de plus en plus persuadés que l'accident nucléaire est quelque chose d'hypothétique. Des plaintes surgissent même : on exige trop en matière de sûreté dans le domaine nucléaire par rapport aux autres domaines à risque.

1979-1986

La période 1979-1986 marque l'entrée de l'énergie nucléaire française dans une nouvelle phase : la phase d'exploitation industrielle. L'accident de Three Mile Island qui survient le 28 mars 1979 vient bouleverser les certitudes qui s'étaient établies chez les industriels. L'accident s'est produit, venant confirmer certaines estimations de l'étude probabiliste de Rasmussen qui montraient que les accidents n'étaient pas si improbables qu'on l'estimait mais que les conséquences d'un accident seraient moins sévères. Grâce à la présence de l'enceinte de confinement, les rejets à l'extérieur de la centrale ont été minimes. Mais le scénario de l'accident a déjoué toutes les prévisions. C'est le cumul de défaillances minimes qui a conduit à un accident plus grave que ne le prévoyaient les études de sûreté.

L'accident américain vient renforcer la position des experts de sûreté français qui militaient en vain depuis quelques années pour le renforcement de certaines mesures de sûreté.

D'après débats avaient opposé les experts de sûreté aux dirigeants d'EDF sur cette question, et ceux-ci avaient obtenu que les améliorations soient reportées sur le palier 1300. Mais le nouveau palier s'avérant plus cher que le précédent, des enquêtes sur la dérive des coûts, menées par EDF et différentes administrations gouvernementales, avaient pointé du doigt l'augmentation des exigences de sûreté pour expliquer ce renchérissement. On exigea même qu'EDF privilégie désormais le critère coût en subordonnant l'adoption de toute nouvelle mesure à une étude économique «coût-avantage». Or c'est l'une des leçons tirées de l'accident par les différentes commissions américaines qu'il est au contraire nécessaire de «revaloriser le critère sûreté par rapport au critère coût».

Les difficultés de sélection des sites étaient également soulignées comme étant la cause de l'augmentation des coûts et des délais : or les sites s'avèrent plus ou moins favorables à la sûreté, et là encore des débats vigoureux opposent promoteurs et experts de sûreté sur le type de site susceptible d'accueillir une centrale nucléaire. Un projet de critères d'évaluation des sites émis par l'organisme expert ne sera jamais publié du fait de l'opposition du ministère de l'industrie. Le site du Pellerin en particulier fera l'objet d'avis défavorables répétés de la part des techniciens qui considèrent que la population autour de la centrale est trop nombreuse et qu'en cas d'accident elle serait directement menacée par les produits radioactifs volatils. L'accident de Three Mile Island intervient alors que la discussion des sites fait rage entre experts, autorité de sûreté et EDF. Le site du Pellerin sera finalement abandonné. D'autres, un peu moins défavorables, recevront des installations.

La question des sites apporte l'exemple le plus clair montrant l'action des autorités gouvernementales et d'EDF dans cette période pour «passer en force», malgré les avis défavorables des experts.

A la suite de l'accident américain, l'ensemble des principes de sûreté est réétudié : les accidents graves ne sont plus hypothétiques, il faut prendre des mesures pour les prévenir, et également pour les gérer au cas où ils surviendraient malgré tout. Des procédures Hors Dimensionnement (c'est-à-dire prenant en compte des scénarios non retenus comme plausibles à la conception) et Ultimes (pour gérer un accident qui se serait produit) sont mises à la disposition des équipes de conduite.

Du point de vue de l'expertise, on tire de l'accident d'Harrisburg la leçon qu'il faut désormais déplacer la priorité vers la sûreté en exploitation : ce ne sont plus simplement les principes de conception et de construction (vérification que la construction est conforme aux plans), mais le fonctionnement réel de l'installation, aux mains d'opérateurs, qui doivent être évalués. C'est l'irruption du «facteur humain» dans le domaine nucléaire. Dans un premier temps, l'accent est mis sur la conduite, sur l'interface homme-machine dans le pilotage de processus complexes. L'incompréhension de l'opérateur face à la situation dans laquelle se trouvait sa machine a aggravé l'accident. Il ne disposait pas des informations pertinentes. D'ailleurs, les indications qui lui étaient fournies n'étaient valables que pour le fonctionnement normal, elles étaient inadaptées à une situation accidentelle, ce qui traduit aussi le fait que l'accident était considéré comme hypothétique par les concepteurs.

En France, l'accident d'Harrisburg conduit à la refonte des procédures de conduite, à l'amélioration de la formation, et à la mise sur pied d'une nouvelle approche : en cas d'accident, la conduite ne reposera plus sur une séquence préalablement prévue, mais elle sera basée sur les différents états physiques de la chaudière repérés par une nouvelle instrumentation.

En 1979, alors que les tranches nucléaires vont démarrer les unes après les autres à raison de plusieurs unités par an, on découvre en France un certain nombre de défauts de fabrication sur les générateurs de vapeur. Ces défauts engendrent des fissures dans le métal susceptibles de mettre en cause la sûreté de l'installation. C'est le constat de failles dans les procédures d'assurance qualité à la fabrication de cet appareil très important

pour la sûreté. L'incident nécessite la mise au point de nouvelles procédures de fabrication et de réparations et conduit à des retards très coûteux dans la mise en service des tranches.

Les experts de l'administration ont procédé à l'analyse technique du phénomène, des débats techniques contradictoires ont eu lieu avec les experts de Framatome et d'EDF.

Une nouvelle fois, ce sont les errements dans la communication des structures administratives qui frappent. Réticente à alimenter en informations d'éventuels contradicteurs, l'administration tait les problèmes : elle n'émet pas vis à vis de l'extérieur les hypothèses concernant la gravité potentielle des phénomènes. Ces habitudes du secret sont d'autant plus préjudiciables que les faits sont de toute façon révélés à l'opinion publique par les opposants avec l'appui des syndicats. Ce refus est même théorisé par le ministre de l'industrie arguant de la nécessité que l'expertise se déroule dans un climat serein, en invoquant l'exécution des généraux victorieux des îles Arginuses. On se refuse à trahir les débats entre experts, les doutes, les questionnements, les problèmes en cours de traitement, mais on n'entend pas non plus expliquer les décisions prises par l'administration sur la base des avis de ces experts. La communication vise à rassurer l'opinion quant à l'innocuité du grand programme électronucléaire.

L'affaire des fissures n'est que le précurseur d'autres problèmes qui se révéleront dans les années suivantes. Les hypothèses prises à la conception n'auront pas permis de prévoir les différentes sollicitations auxquelles le matériel sera soumis ou les propriétés de certains matériaux; l'assurance de la qualité n'aura pas permis de s'assurer complètement qu'à l'issue de la fabrication il n'y avait aucun défaut susceptible de devenir nocif en service.

1986-2002

L'accident de Tchernobyl ouvre une ère nouvelle dans le contrôle de la sûreté nucléaire en France. Défauts de conception, négligences criminelles, procédures de qualité formelles, routine dans le fonctionnement, maintenance effectuée au rabais, procédures prescrites différentes de la réalité du travail, toutes ces raisons ont conduit à l'accident d'avril 1986 aux conséquences dramatiques.

L'accident met en lumière le rôle des organisations dans la gestion réelle de la sûreté. A la suite de Tchernobyl, un comité d'experts de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique insiste sur le concept de «culture de sûreté». Comme lors de l'accident de Three Mile Island, l'insuffisance de l'organisation de bonnes pratiques de travail en matière de sûreté a conduit à l'accident de Tchernobyl. Une bonne «culture de sûreté» nécessite que la hiérarchie impulse un climat où la sûreté reçoive la priorité : le comportement des opérateurs est conditionné par les exigences de son encadrement.

Les années qui suivent l'accident sont marquées en France par la découverte de problèmes techniques épineux sur le parc nucléaire, d'autant plus redoutables que la standardisation fait que toutes les tranches d'un même palier sont potentiellement touchées. Des problèmes de corrosion affectent successivement les générateurs de vapeur, les pressuriseurs et les couvercles de cuve. Conséquences d'un choix

malheureux dans la nuance d'acier à la conception, de certains défauts de construction, les solutions techniques ne s'imposent pas de façon univoque. Les débats divisent les experts quant aux causes des phénomènes, quant à la cinétique de leur évolution, leur dangerosité, et donc aux moyens à adopter pour les solutionner. Face à ces problèmes génériques et étant donné l'importance de l'énergie nucléaire dans la fourniture d'électricité en France, l'autorité de sûreté ne veut pas se retrouver au pied du mur : pourrait-on prendre sereinement la décision d'exiger l'arrêt de tous les réacteurs en même temps, s'ils étaient victimes d'une de ces anomalies ? Ainsi l'autorité exige que des solutions soient disponibles pour faire face et reproche à l'exploitant sa réactivité insuffisante quand un problème survient.

Parallèlement aux défauts matériels, de graves manquements à la sûreté sont révélés lors d'opérations de maintenance mal effectuées à l'été 1989. Au-delà des erreurs ponctuelles, la question de la qualité de la maintenance met sur la sellette l'ensemble de l'organisation du Service de la Production Thermique d'EDF : son organisation interne (relations entre services centraux et centrales), sa relation avec les prestataires, la question des effectifs, leur qualification ou encore la course à la rentabilité.

L'ensemble des problèmes rencontrés sur le parc d'EDF induit un raidissement de l'autorité de sûreté, qui traduit également la méfiance de l'opinion à l'égard de l'énergie nucléaire après Tchernobyl. Elle révèle également une évolution dans la conception du rôle des pouvoirs publics en matière de contrôle : l'administration se veut moins serviteur de l'Etat que responsable devant l'opinion publique. Le pouvoir de l'autorité administrative se renforce progressivement : d'un petit service, on passe à une direction puis une direction générale. L'administration affirme que son rôle est plus celui d'un contrôleur que celui d'un partenaire de l'industrie nucléaire. Elle dispose de moyens conséquents, de gens compétents, et a le soutien de l'opinion dans sa confrontation avec le producteur d'électricité.

La structure du contrôle de la sûreté évolue vers une plus grande distinction des rôles des trois acteurs principaux : des experts plus experts techniques et moins régulateurs, des régulateurs moins proches des milieux industriels, plus indépendants des ministères et plus sensibles à l'état de l'opinion, un producteur national d'électricité moins «service public» et aux critères industriels et financiers toujours plus affirmés.

II. Considérations générales

Les mécanismes d'apprentissage

Ce long résumé de plus de cinquante ans de gestion de la sûreté nucléaire en France, loin de réduire l'histoire de l'énergie nucléaire à une succession de défauts, d'erreurs ou d'incidents, invite à une réflexion sur le mécanisme d'apprentissage des ingénieurs, français en particulier.

Les artisans du développement de l'énergie atomique ont souvent relevé que l'énergie nucléaire a bénéficié dès le départ de deux facteurs déterminants. Premièrement, les risques liés à l'utilisation de l'énergie atomique étaient identifiés : la nocivité de la radioactivité était connue depuis longtemps, à la différence de nombreuses industries comme par exemple l'industrie chimique où la toxicité de nombreuses substances n'est pas encore aujourd'hui parfaitement identifiée. Deuxièmement, physiciens et ingénieurs ont été particulièrement sensibilisés à l'importance que revêtait la sûreté pour que l'énergie atomique puisse un jour se développer de façon industrielle. Maintes fois depuis les débuts des recherches atomiques, la communauté nucléaire a exprimé la profession de foi que l'énergie atomique devrait se développer en évitant les accidents. Cette technologie ne pourrait pas se permettre de progresser grâce à la méthode des essais-erreurs, à la différence des techniques du passé. Or, malgré ces préventions, la conscience du risque atomique chez les ingénieurs a aussi été le fruit de l'expérience concrète de fonctionnement des installations atomiques, parfois au travers des accidents.

Le rôle de l'expérience réelle du fonctionnement des installations s'est trouvé renforcé par la volonté d'aller au plus vite dans la voie des réalisations. Tout le processus d'innovation des premières années de l'énergie nucléaire où le CEA est l'acteur hégémonique est marqué par cette course de vitesse qui se traduit par l'empirisme de l'apprentissage. Comme l'indiquait Jacques Yvon, qui a pourtant œuvré à partir de 1950 à asseoir les études de piles sur des bases plus mathématiques, plus théoriques, les premières constructions « furent loin d'être précédées de la collection d'essais qui auraient permis de réduire la part de l'empirisme. C'est qu'il faut un temps au moins aussi long pour monter et rendre productif un laboratoire susceptible de fournir des réponses décisives que pour construire un engin en tâtonnant. Le résultat est moins parfait mais l'expérience en vraie grandeur est acquise plus tôt.»¹⁰⁹⁹ La construction pratique et le fonctionnement réel font partie du mécanisme d'apprentissage : la théorie mathématique qui régit la multiplication des neutrons existe, mais trop de paramètres, de conjectures demandent à être vérifiés. Il faut ensuite les coupler avec les questions d'échanges thermiques, de résistance et de qualité des matériaux. Seule la construction et le comportement en marche du réacteur lui-même devaient permettre d'apporter des connaissances solides. De ce point de vue, la technique nucléaire n'est pas une science appliquée : les piles d'essais ne sont pas simplement des instruments pour vérifier des lois connues. Comme l'indiquait Kowarski sous forme de boutade lors de la construction du prototype EL2 : « Si le réacteur marche comme prévu, alors cette expérience aura été superflue.»¹¹⁰⁰ Elle ne le fut pas et de nombreuses connaissances furent tirées de la construction et du comportement en marche du réacteur. Pour parer aux zones d'incertitude, les ingénieurs-physiciens font appel à la vieille méthode d'ingénierie consistant à prendre des marges de sécurité. Des expériences de physique plus fondamentales sont menées en parallèle sur des piles de recherche.

La conscience du risque chez les ingénieurs a évolué : certaines pratiques des

¹⁰⁹⁹ Yvon, Jacques, « Les piles à graphite », Echos du CEA, Numéro Spécial, octobre 1965, pp. 25-27, p. 25.

¹¹⁰⁰ Kowarski, Lew, « Zoé : le départ des piles françaises », Echos du CEA, Numéro Spécial, octobre 1965, pp. 21-23, p. 23.

débuts de l'énergie atomique en matière de sûreté ont été rapidement prohibées. Par exemple, la pile EL2 démarre sans mécanisme de détection de rupture de gaine, et ce n'est qu'après le début de fusion d'un barreau d'uranium que le système qui était en préparation est installé; les premières piles de recherche ne disposent pas d'enceinte étanche supportant la pression; la pile G1 démarre sans filtre de rétention des iodes et l'accident de Windscale accélère l'étude de tels filtres; les échangeurs de chaleur des piles G2-G3, si essentiels au refroidissement, sont situés à l'extérieur des bâtiments et donc particulièrement vulnérables. De la même façon, les critères de sélection des sites étaient à l'origine assez souples. Les pratiques de la période précédente paraissent ainsi inconcevables pour les techniciens de la période qui suit. La prise en compte des accidents graves le montre : l'histoire de la sûreté nucléaire est celle du renforcement et de l'approfondissement des mesures adoptées pour faire face à des scénarios toujours plus hypothétiques. S'ils avaient été exclus de prime abord car allant au-delà de l'accident maximal crédible, on a ensuite prévu les mesures pour les prévenir, et même les gérer au cas où ils surviendraient malgré tout. Les études probabilistes tout d'abord rejetées par EDF font aujourd'hui partie des outils utilisés dès la conception des réacteurs. Ces études viennent en complément des analyses de type déterministes pour approfondir la démarche de sûreté. Par ailleurs, on a non seulement appris des incidents, mais on prône depuis l'accident de Three Mile Island le retour d'expérience comme étant une mesure clé de la sûreté des installations nucléaires.

D'une vision statique à une vision évolutive de la technique

Les grands systèmes techniques à risque ne peuvent pas être appréhendés comme des objets inertes, figés une fois pour toutes. Dans le cas de l'énergie nucléaire, les mesures de sûreté ont été approfondies, non seulement à cause du durcissement de la réglementation lié aux exigences accrues de l'opinion, mais aussi du fait de la réévaluation des hypothèses induite par les progrès des connaissances. Tout cela montre l'importance de la qualité des principes initiaux de conception pour des installations techniques prévues pour vivre plusieurs dizaines d'années, mais aussi et surtout le facteur majeur qu'est la capacité d'évolution de ces machines. Les marges de sécurité sont un de ces éléments d'ajustement de la technique au fil du temps : s'il s'avère, au vu des progrès des connaissances, qu'elles sont excessives, on peut éventuellement les réduire; si au contraire de nouveaux phénomènes insoupçonnés sont mis en évidence, elles peuvent compenser et permettre la poursuite du fonctionnement sûr.

L'internationalisation précoce des questions de sûreté a limité la tendance à l'ossification nationale des raisonnements des experts.

L'internationalisation a fortement contribué à faire évoluer les pratiques des spécialistes de sûreté nucléaire de par le monde. Dès le milieu des années cinquante, avec la première conférence des Nations Unies de Genève en 1955, les questions de sûreté ont fait l'objet de débats internationaux, et toute la communauté nucléaire a en particulier pu bénéficier des apports des experts américains qui avaient une avance considérable en la

matière. Cette internationalisation a conduit à élargir, approfondir et uniformiser les réflexions, à créer un noyau commun des concepts et des techniques nécessaires à l'obtention d'une bonne sûreté. Certains raisonnements ont pu être rapidement modifiés, comme en particulier le fait de considérer qu'il revient à chaque ingénieur de gérer la sûreté de son installation, et que nul n'est besoin d'institutionnaliser un regard extérieur, indépendant de celui du concepteur, du constructeur ou de l'exploitant. La pratique consistant à confier l'examen des projets à un groupe d'experts plus ou moins indépendants des concepteurs, établie aux Etats-Unis dès la fin de la seconde guerre mondiale, sera généralisée dans toute la communauté nucléaire, en France à partir de 1960. Cette internationalisation a limité la tendance à la cristallisation de raisonnements «nationaux» d'experts, qui admettent ici tel scénario comme impossible alors que l'ensemble de la communauté des spécialistes de sûreté s'accorde pour penser qu'il faut en tenir compte, alors que les machines sont par ailleurs semblables. La nécessité du confinement, la possibilité de fusion du cœur, la nécessité de l'éloignement des sites urbains ou la prise en compte d'accidents allant au-delà des accidents de dimensionnement ont ainsi fait l'objet de consensus progressifs entre les experts des différents pays.

Le retard est parfois une chance

Dans le cas français, le retard dans le développement des filières atomiques par rapport aux concurrents américains, britanniques ou encore canadiens, a finalement été plus une chance qu'un handicap pour la sûreté. La France a pu tirer les leçons des accidents qui se sont produits dans les autres pays. Pour les réacteurs graphite-gaz, l'Angleterre était précurseur, les Français s'inspiraient des conceptions et des pratiques d'Outre-Manche. L'accident de la pile plutonigène de Windscale en 1957, lors d'une opération de recuit que les techniciens du CEA expérimenteront pour la première fois deux ans plus tard sur le même type de machine, les fait bénéficier de riches enseignements, en ce qui concerne la nécessité de mesures de précaution comme l'installation de filtres à la cheminée.

Pour les réacteurs à eau légère, le modèle est venu des Etats-Unis. L'accident de Three Mile Island de mars 1979 survient alors que la première tranche PWR française a démarré deux ans plus tôt, et qu'une série d'autres centrales doit entrer en service dans les années suivantes. Outre les enseignements pratiques pour la sûreté, l'accident apporta du crédit aux experts de sûreté qui insistaient pour qu'EDF renforce les mesures de sécurité pour faire face à certains scénarios d'accident. Mais il faut noter que dans l'histoire des réacteurs à eau en France, le «retard» a été une stratégie : EDF a choisi consciemment de s'appuyer sur une licence de machines éprouvées, et les ingénieurs français pouvaient tirer des enseignements de l'exploitation des centrales modèles américaines, les «centrales de référence» qui devaient avoir fonctionné préalablement aux Etats-Unis. Ce décalage temporel était une façon de se prémunir contre les mauvaises surprises, et cette précaution était d'autant plus importante aux yeux d'EDF que l'opérateur avait choisi de construire toutes les tranches sur le même modèle. D'ailleurs, les leçons tirées de l'accident de Three Mile Island verront leur mise en œuvre facilitée par l'identité des centrales en France. La «discrétisation» du progrès technique,

c'est-à-dire la conception d'un parc de centrales découpé en paliers de tranches identiques, a pu accélérer le retour d'expérience.

La durée est un aspect fondamental dans l'industrie nucléaire. Le décalage temporel joue un rôle majeur car entre la conception, puis la construction et l'exploitation d'une centrale nucléaire, s'écoulent de nombreuses années, ce qui laisse le temps de réfléchir, de corriger d'éventuelles erreurs grâce à de multiples lectures. La rédaction puis l'examen des différents rapports de sûreté, en particulier grâce à la réflexion préalable sur les accidents à considérer, que ce soit avant la construction, après la construction et avant le démarrage sont des étapes cruciales dans cette relecture d'un même dossier, qui plus est par des experts différents.

Des méthodes de gestion de la sûreté qui ne sont jamais neutres, toujours le fruit d'un contexte

L'histoire de la sûreté nucléaire révèle que le passage du laboratoire à l'industrie a partout dans le monde constitué une étape importante dans la prise de conscience de la nécessité de formaliser les questions de sûreté. Avec la phase industrielle du développement technique, c'est l'irruption de la société, du contexte économique, politique, social dans le monde technique. La forme de l'institutionnalisation dépend du contexte propre à chaque pays et explique la plus ou moins grande efficacité du contrôle comme du développement ultérieur de la filière nucléaire.

Tant que le développement a lieu dans le cadre du laboratoire, certaines pratiques en matière de sûreté sont acceptées car le personnel est formé, conscient des dangers. A partir du moment où l'industrie a souhaité développer ses propres machines, Francis Perrin a par exemple jugé que certaines pratiques qu'il acceptait dans le cadre du CEA seraient dangereuses si elles étaient mises en œuvre par l'industrie. Cet exemple illustre le fait que la sûreté de la technique dépend de qui la gère. Autant le manque de formalisation est accepté quand on connaît qui est en charge de la sûreté, autant la formalisation doit être plus poussée en ce qui concerne des organismes extérieurs en qui on n'a pas confiance à priori.

Nous avons montré comment la définition-même des accidents majeurs envisagés dès le départ des projets, aspect le plus original de la sûreté nucléaire, fut le produit du contexte propre à chaque pays : aux Etats-Unis, un consensus plus ou moins arbitraire s'est établi entre régulateurs, experts, et industriels sur un accident maximum crédible à la fin des années cinquante. Cet accident maximum crédible s'avéra l'outil de dialogue entre les nombreux protagonistes de l'industrie nucléaire américaine : les dizaines de sociétés privées proposant des conceptions d'installations différentes, les nombreux vendeurs de centrales, les dizaines d'exploitants, l'organisme réglementaire et ses corps d'experts. Ce concept fut par la suite adopté par l'ensemble de la communauté dans le monde. Or de la définition de cet accident découlaient des zones d'exclusion fonction en particulier du nombre de personnes résidant dans l'environnement de la centrale. Même si ces règles étaient contestées par les industriels américains, le problème était moins prégnant aux Etats-Unis qu'en Europe où la densité de population est plus forte. C'est pourquoi, en

premier lieu en Angleterre, on en vint à s'opposer à ces normes et par là au concept d'accident maximum crédible. Dans d'autres pays comme l'Allemagne, l'accident maximal crédible sera adopté, mais sans son corollaire, les distances d'exclusion. En France, si le concept d'accident maximum crédible est également utilisé, aucun critère formalisé ne viendra réglementer les distances. L'accent est mis sur la solidité de barrières successives, lors d'un examen entre experts basé sur un dialogue technique, où s'élabore un consensus sur les meilleures méthodes entre parties prenantes de la scène nucléaire, la sûreté étant envisagée comme l'intérêt commun. Ce dialogue est facilité dans le cas français car les principaux acteurs partagent les mêmes valeurs, appartiennent à des organismes qui tous plus ou moins dépendent de la même tutelle étatique. Les partenaires sont par ailleurs peu nombreux, il y a un seul maître d'ouvrage, un constructeur principal, un organisme d'expertise et une administration. Par ailleurs, les installations sont standardisées, et la jurisprudence tirée de l'examen d'une installation peut être appliquée sans trop de modification pour toutes les installations du même type.

La similitude de l'objet technique - le type de centrale nucléaire qui s'est imposé dans le monde est le PWR ou le BWR américains - montre les similitudes ou les dissimilitudes du contexte industriel, social, culturel, politique, propre à chaque pays. De ce point de vue, l'adoption d'une même machine n'a pas déterminé le processus de gestion de sa sûreté. On remarquera que même en France, avec un parc standardisé et un contrôle pratiqué de façon identique par une administration centrale, les performances de sûreté d'un site à l'autre s'avèrent différentes, révélant, au-delà de l'identité de la machine, différents styles d'organisations, différentes traditions ou cultures techniques.

En ce sens, il faut à nouveau souligner l'importance jouée par le CEA dans la mise sur pied de l'organisation du contrôle de la sûreté en France, et il apparaît que c'est ce «style», le dialogue constructif mais néanmoins ferme qui a prévalu entre protagonistes de la scène nucléaire française.

Le rôle du contexte réglementaire : le «French cooking»

Il est difficile de tirer des conclusions définitives d'une situation en constante évolution, mais on peut constater que pour les cinquante années écoulées, l'environnement favorable sur les plans politique, juridique et réglementaire du nucléaire français a joué un rôle important dans son succès. Au cours de toutes ces années, la politique nucléaire de la France, au-delà des changements de majorité, a été marquée par une grande constance. Nous retrouvons cette même constance dans le domaine de la sûreté nucléaire. Elle traduit la volonté des élites de faire en sorte que la sûreté nucléaire soit traitée de façon indépendante du contexte politique. Les conflits entre les divers acteurs (la structure étatique de contrôle, les organismes d'experts, EDF, et l'industrie) sont restés confinés entre experts du sérail nucléaire, hors de portée du public, qui ne disposait pas des moyens institutionnels pour contester les décisions prises par les plus hautes instances politiques et administratives.

Il est sans doute impossible de mesurer le poids des contraintes en matière de sûreté sur le succès ou l'échec des programmes nucléaires dans chaque pays, tant les critères économiques et politiques ont été déterminants. Mais la contrainte réglementaire est

souvent évoquée par les industriels américains ou français pour expliquer l'échec du programme nucléaire aux Etats-Unis. En fait, face aux demandes croissantes des spécialistes de sûreté au cours des années soixante-dix, les concepteurs et réalisateurs américains ont exigé de l'administration des règlements figés auxquels ils puissent se conformer. De leur côté, les régulateurs américains ont pensé qu'en multipliant et en durcissant leurs exigences réglementaires vis-à-vis de l'industrie américaine, ils assuraient une meilleure sûreté, répondaient aux souhaits de l'industrie nucléaire, tout en regagnant la confiance du public.

En France, l'administration chargée de contrôler la sûreté des installations nucléaires a été instituée en 1973 et, à partir de cette date, elle a élaboré une réglementation dans l'idée que celle-ci ne devait pas être une entrave au développement de cette industrie naissante. La souplesse de la méthode d'élaboration de la réglementation en France a été un atout pour l'industrie nucléaire. L'administration a considéré qu'il n'était possible d'établir une réglementation utile à la sûreté que pour un objet dont on ait une connaissance suffisante. Ajoutant à cette philosophie le fait que l'administration disposait à l'origine de peu de compétences en sûreté nucléaire, le choix en matière de réglementation nucléaire a laissé une large part de l'activité de contrôle à l'organisme d'expertise ou d'analyse technique. L'évaluation de la sûreté est demeurée fondée sur l'analyse technique des problèmes. La réglementation a seulement ensuite entériné cette analyse qui créait une jurisprudence. Selon l'un des experts historiques français critiquant l'évolution à l'américaine ayant conduit à l'accident de Three Mile Island, cette méthode d'élaboration de la législation a même été bénéfique à la sûreté : «le danger est de confondre sûreté et conformité à une réglementation. (...) La recherche de la conformité à tout prix aux règles sans avoir recours à l'analyse technique de sûreté, a conduit à oublier les bases mêmes de la réglementation : l'accident de dimensionnement est devenu un accident maximum au-delà duquel rien ne pouvait arriver, les non-safety related systems, comme par exemple les vannes de décharge du pressuriseur, ont été considérés comme ne pouvant avoir d'importance pour la sûreté, le critère de défaillance unique et les redondances comme suffisants pour éviter des pertes de fonctions de sûreté.»¹¹⁰¹

La France ne dispose pas de loi nucléaire, et son arsenal réglementaire, en augmentation constante, reste mince comparé à celui des autres pays. L'autorité de sûreté reste sur le papier juridiquement peu armée face aux industriels. Si certains observateurs ont pu remarquer dans les années quatre-vingt que les régulateurs français refusaient de prendre leurs responsabilités en n'édicant pas de règles en matière de sûreté, ceux-ci échappent au reproche adressé à leurs collègues américains et allemands selon lequel les efforts en matière de sûreté se sont orientés vers le respect de normes formelles, qui répondent principalement au besoin d'une bureaucratie de se protéger elle-même de plaintes éventuelles devant un tribunal, plus que d'assurer la sûreté réelle des installations et du public.

Le faible cadre législatif ou réglementaire français a de fait instauré un dialogue technique entre experts sur chaque problème : une expertise continue par un institut de recherche et des groupes d'experts réunis ponctuellement pour les questions plus

¹¹⁰¹ Cogné, François, «Evolution de la sûreté nucléaire», Revue Générale Nucléaire, janvier-février 1984, pp. 18-31, p. 21.

complexes. Les avis de ces experts servent alors de support pour les décisions de l'autorité administrative de sûreté.

Mais le système de gestion de la sûreté nucléaire français reste opaque à l'extérieur, que ce soit pour le public ou pour les autorités étrangères : le poids du contrôleur dépend d'un rapport de force qu'aucun acte de droit ne vient sanctionner. Les industriels acceptent de se soumettre, après des discussions d'autant plus âpres que les enjeux sont importants, aux injonctions des autorités de sûreté, mais ils n'y sont pas toujours légalement tenus et pourraient dans un autre contexte remettre en cause le statut juridique de certaines décisions de l'autorité de sûreté.

Une nécessaire immersion dans les questions techniques

L'analyse sociologique est une nécessité pour l'historien des grands systèmes techniques : la séparation des rôles permet aux experts et à l'autorité de sûreté d'acquérir une vision propre de la machine, qui les invite à focaliser leur attention sur des aspects allant au-delà de ceux privilégiés par les concepteurs. Dès 1960, la spécialisation des hommes du Groupe Technique de Sûreté des Piles illustre l'adage selon lequel la fonction fait l'homme : en se différenciant des projets, ils ont acquis une identité professionnelle nouvelle qui les a amenés à recommander certaines modifications jugées superflues par les exploitants.

Les rapports de force entre institutions et la plus ou moins grande séparation des rôles entre promoteurs, experts et autorité sont importants, mais ils n'expliquent pas tout : quand bien même les rôles seraient totalement séparés, quand même les contrôleurs disposeraient d'un pouvoir de coercition total, il serait illusoire de croire en la valeur de décisions de sûreté qui ne reposeraient pas sur un jugement technique de qualité. La capacité d'expertise technique est le fondement d'une véritable sûreté.

Un «hasard» de l'histoire fait l'originalité de l'expertise du nucléaire en France : celle-ci a été confiée à l'organisme qui avait développé les premières applications de l'énergie atomique. Le CEA a dû renoncer à jouer ce rôle après la décision du gouvernement d'opter pour la construction d'un programme nucléaire s'appuyant sur une licence achetée aux Etats-Unis. De fait, l'abandon de la filière UNGG du CEA, après une bataille retentissante, a libéré nombre de techniciens compétents qui étaient impliqués dans les tâches de développement et qui avaient acquis une expérience unique dans les questions atomiques. Une partie d'entre eux sont passés à la sûreté, dans le contrôle des activités d'EDF, leur ancien concurrent. Si la compétence des hommes est un facteur important, la nature de l'organisme expert l'est encore plus. Pour mener une expertise de qualité, outre une taille critique et un budget suffisants, il faut être capable de vérifier les projets présentés par les concepteurs ou les promoteurs, qui sont souvent des techniciens très compétents, disposant de moyens considérables. L'expertise consiste à pouvoir proposer une analyse contradictoire, être au moins aussi compétent que le projeteur. Or cette compétence ne peut s'acquérir qu'au contact de la réalité scientifique et technique la plus récente dans le domaine. Lié au Commissariat à l'Energie Atomique, l'organisme d'expertise a pu bénéficier des recherches de pointe de cette agence scientifique, tout en lançant de son côté des études dans son optique particulière, la sûreté.

L'une des nouveautés de cette étude est justement d'avoir mis l'accent sur les divisions internes de la communauté nucléaire, fondées sur l'appartenance à des organismes aux intérêts et aux visions différents, mais aussi sur l'évaluation contrastée des problèmes techniques. Les experts de sûreté étaient eux-mêmes divisés sur un certain nombre de questions.

Seule une immersion dans les questions techniques permet de situer les enjeux pour les différents acteurs, qui plus est dans le temps. Les controverses entre experts proviennent de questions techniques parfois épineuses. Au moment où un problème technique survient, les explications ne sont pas nécessairement disponibles, les hypothèses quant aux causes de certains phénomènes sont nombreuses, les solutions inexistantes ou multiples, rarement uniques. En fonction de ces hypothèses, les conséquences peuvent être plus ou moins graves. Le lancement d'études, la mise au point de nouveaux moyens de détection, permettent de conforter ou d'infirmer certaines hypothèses ou solutions proposées. Car la sûreté n'est pas la simple application de normes dont un gendarme peut se contenter de vérifier l'application. L'évaluation de la sûreté passe par une analyse technique détaillée d'un phénomène, dont il faut évaluer l'incidence sur le fonctionnement de l'installation et alors décider s'il met en danger les barrières et les protections prévues, examiner si on ne sort pas du cadre des études de risque à priori.

La description technique des problèmes permet de cerner les zones de consensus, les zones de divergence entre experts, et la part de politique des décisions prises, à savoir de quel côté se place l'autorité étant donné les avis de ses experts. En effet, les décisions de sûreté ne reposent pas toutes sur des considérations parfaitement «scientifiques» : l'acceptabilité du risque de tel ou tel phénomène repose nécessairement sur une décision comportant une part d'arbitraire. Cette immersion minimum de l'historien dans les discussions techniques a été particulièrement importante dans le cas français où peu de normes, peu de textes réglementaires existent et où le processus d'analyse et d'expertise puis de décision constitue le cœur du travail de sûreté, ce fameux «dialogue technique».

La description de la gestion technique de ces grands équipements est indispensable pour comprendre comment ils s'insèrent dans les sociétés actuelles.

Un rôle pratique pour l'histoire des techniques

L'histoire des techniques, qui montre les réussites, les échecs, en tout cas l'évolution des conceptions au fil du temps, doit rappeler au technicien qu'à chaque époque des certitudes tombent, certaines affirmations péremptoires s'avèrent fausses, d'autres sont validées. Rien n'est en tout cas éternel. Jusqu'à Three Mile Island par exemple, les hommes du nucléaire pouvaient s'adresser à la population de façon arrogante, avec des arguments d'autorité : eux savaient que le risque était hautement improbable, voire impossible, les autres étaient ignorants. Après l'accident, le discours a dû changer, plus personne n'a plus parlé de risque nul ou d'accident impossible.

A la différence des histoires édifiantes de héros qui ont toujours raison, ou qui n'ont

rencontré des obstacles que pour mieux les surmonter, une histoire des techniques faisant place aux débats entre experts, aux incertitudes, aux erreurs, peut ainsi participer concrètement à la formation des techniciens. Elle contribue à maintenir éveillé l'esprit critique qui est une condition de l'expérience scientifico-technique. Interrogé par Heisenberg sur sa définition d'un spécialiste, Niels Bohr a un jour apporté la réponse suivante : «Beaucoup vous répondraient peut-être qu'un spécialiste est un homme qui sait beaucoup de choses à propos d'un domaine particulier. Je ne pense pas être d'accord, car on ne peut jamais vraiment savoir beaucoup dans un domaine. Je formulerais plutôt la chose ainsi : un spécialiste est un homme qui connaît quelques-unes des plus grosses erreurs que l'on peut commettre dans un domaine donné, et qui par conséquent s'y entend à les éviter.»¹¹⁰²

La science de son temps est toujours plus fine que celle de ses prédécesseurs, mais en général plus lacunaire que celle dont disposeront les générations futures. Il faut rompre avec cette sorte d'histoire qui présente souvent la science comme éternelle, ne conservant que ce qui a été validé et qui sert aujourd'hui, laissant de côté les échecs, les idées confuses, les processus qui ont permis de valider ou d'infirmer certaines connaissances du jour.

Pour le grand public, une telle histoire des techniques peut montrer en quoi consistent les débats techniques et permet d'en éclairer les enjeux. D'ailleurs, le cas de la sûreté nucléaire n'est pas si particulier qu'il y paraît : les problèmes de générateurs de vapeur, de cuve, de corrosion, de fissures, sont communs à beaucoup d'industries.

Seule une présentation ouverte des zones de doutes, des questionnements, des erreurs parfois, peut permettre de gagner la confiance du large public, en lui faisant partager en quoi consiste le travail technique concret, où les jugements sont rarement immédiatement ou «tout noir» ou «tout blanc». Un tel récit est un facteur de vulgarisation et d'éducation, et en ce sens, rend réellement le public apte à cerner les enjeux globaux du risque nucléaire. En l'absence de transparence, même dans la façon de raconter l'histoire, on ne peut pas prétendre éduquer le public. Au-delà des points techniques forcément complexes, les principes et les moyens qui constituent la sûreté nucléaire le sont beaucoup moins, et les remettre en perspective permet de rendre accessible à tous le débat sur l'acceptabilité du risque nucléaire.

La gestion de la sûreté nucléaire : un modèle pour les autres systèmes techniques à risque ?

Le niveau de sûreté actuel de l'industrie nucléaire, dont chacun s'accorde à souligner le caractère hors du commun¹¹⁰³, est la résultante des efforts consentis par ce secteur : on

¹¹⁰² Heisenberg, Werner, *Der Teil und das Ganze, Gespräche im Umkreis der Atomphysik*, München, 1967, p. 246, cité par Radkau, Joachim, *Aufstieg und Krise der deutschen Atomwirtschaft*, Rowohlt, Reinbeck bei Hamburg, 1983, p. 472. (Traduit par nos soins).

¹¹⁰³ Cf : Rapport de la commission d'enquête sur la sûreté des installations industrielles et des centres de recherche sur la protection des personnes et de l'environnement en cas d'accident industriel majeur, Assemblée nationale, N°3559, 19 janvier 2002.

se protège contre des risques extrêmes aux probabilités infimes. C'est parce qu'on a beaucoup travaillé et dépensé qu'un tel niveau a été atteint. Loin de conclure qu'il faudrait diminuer les efforts en la matière, la voie est indiquée pour les autres industries. Cela démontre que de nombreux risques encourus aujourd'hui, et qui causent des victimes, pourraient être grandement diminués, parfois en consacrant des sommes ridicules au regard de celles investies dans le domaine nucléaire. Les techniques existent souvent pour cela, il faut y consacrer les moyens.

Mais le modèle de gestion de la sûreté nucléaire est-il transposable pour les autres techniques à risque ? Nous avons montré que l'émergence et l'institutionnalisation de la sûreté ont été le produit d'une histoire particulière. Des recherches sur les qualités d'un bon management du risque, il ressort que celui-ci doit reposer sur trois pieds : un industriel qui présente des rapports de sûreté, un organisme d'expertise qui les analyse et remet un avis technique à une autorité administrative ou indépendante qui décide de l'acceptabilité. L'expertise ne doit pas être ponctuelle mais être le fait d'une communauté d'experts qui travaillent en continu, dans la durée, impulsant des recherches dans leur optique particulière, la sûreté. L'analyse doit être contradictoire et la confrontation des points de vue des experts doit permettre de localiser des zones de consensus, celles où le consensus est fort, celles où il l'est moins, pour identifier les véritables variables. Mais la construction de la gestion de la sûreté nucléaire a été le fruit d'une évolution, et le contexte politique, industriel, économique du nucléaire est appelé à se modifier notamment du fait de la dérégulation et de l'ouverture du marché de l'électricité : les relations entre ces différents partenaires seront sans doute elles aussi amenées à se transformer.

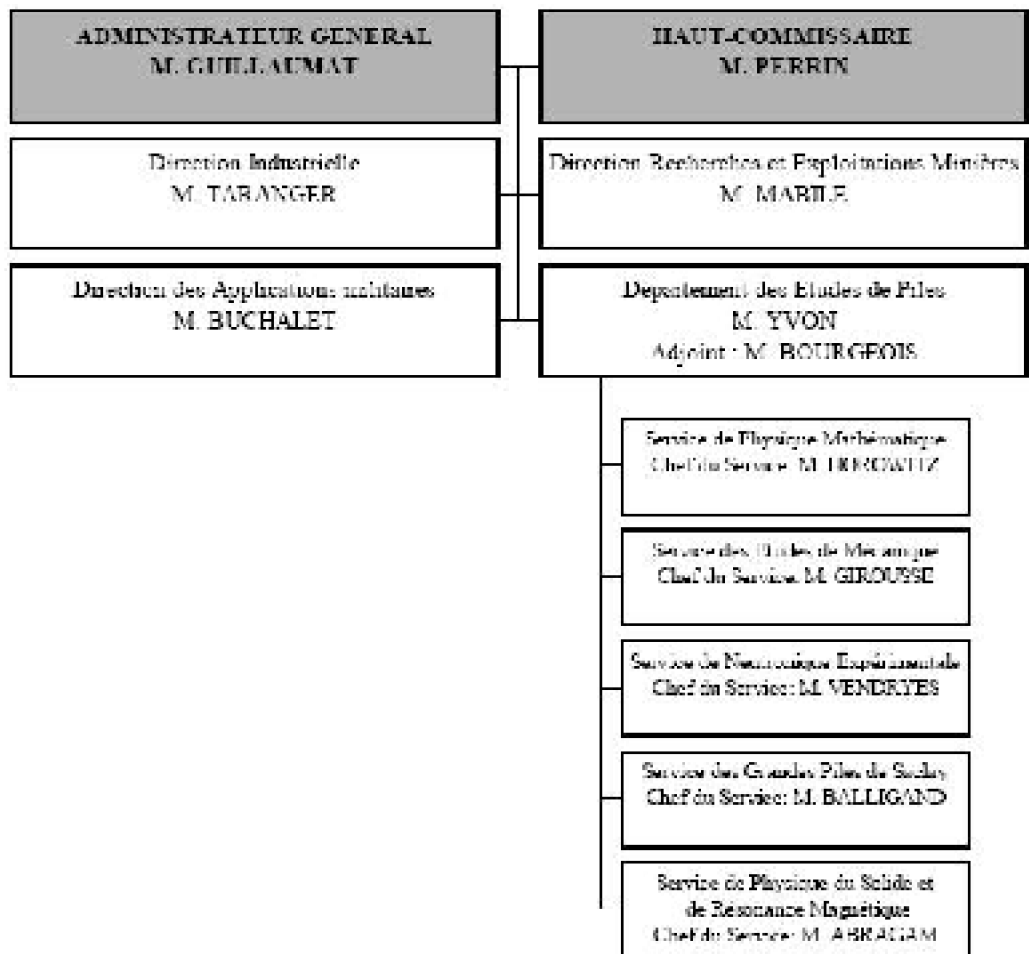
Il serait sans doute riche d'enseignements de s'intéresser de la même façon à l'histoire de la sécurité dans l'industrie chimique, industrie qui présente de fortes similitudes avec l'industrie nucléaire en matière de risque et de type d'installations. Le domaine aéronautique, précurseur comme l'industrie nucléaire en matière de risque et qui s'est développé dans un contexte différent, pourrait apporter d'autres éclairages sur la façon dont ces grands systèmes techniques s'insèrent dans nos sociétés.

«Alors, c'est sûr ?» On aura compris qu'aucune réponse tranchée ni définitive n'est possible à cette question qui m'est posée par presque tous les interlocuteurs novices et intrigués par ce thème. La seule réponse est sans doute la description du processus de gestion de la sûreté nucléaire, la répartition des rôles entre organismes, la compétence acquise par les uns et les autres, les progrès réalisés dans la prise en compte des risques, une comparaison avec les pratiques étrangères, et avec les pratiques d'autres industries... En somme, un résumé de cette étude.

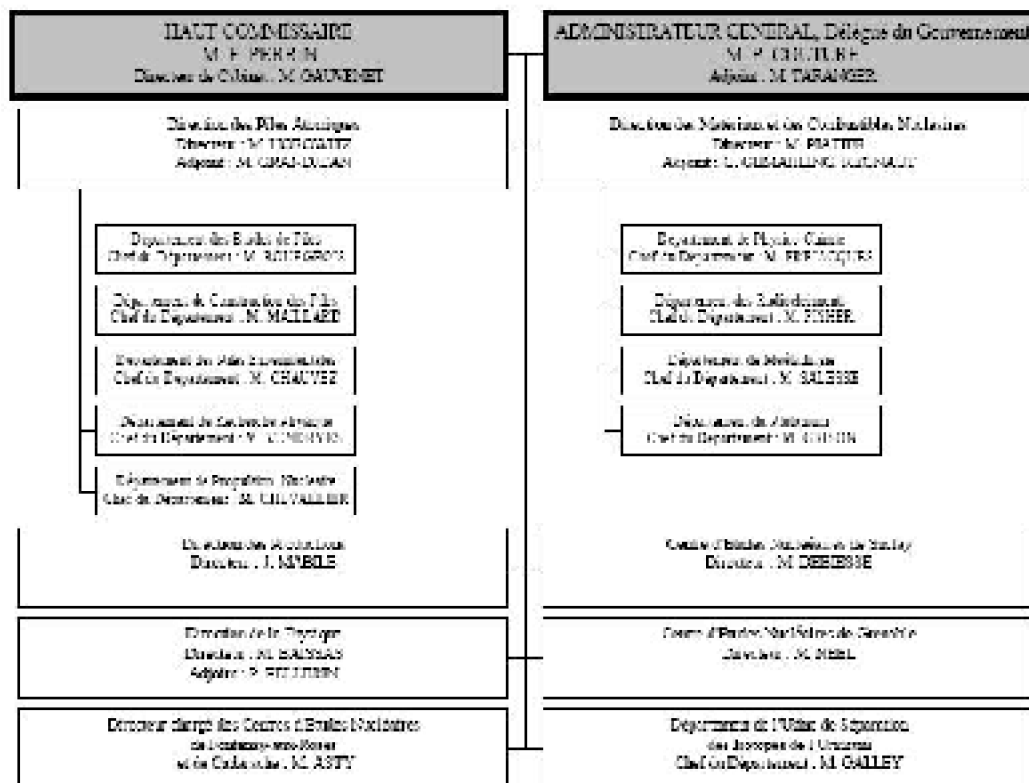
AnnexeS

Annexe 1 : Organigrammes du Commissariat à l'Energie Atomique

Organigramme du CEA, 1958



Organigramme du C.E.A. au 1er janvier 1960



Organigramme du CEA (1972)

Administrateur Général Délégué : M. GIRAUD	Haut-Commissaire : M. YVON
Administration Centrale	Services Centraux
<ul style="list-style-type: none"> - Secrétaire Général: M. PELLETIER - Direction des Ressources Humaines: M. GOLDSCHEIDT - Trésorerie Centrale: M. ASTY - Régie des Imprimeries: <ul style="list-style-type: none"> • Matériel: M. KAZANIAN • Applications: M. HANIC • M. CHEVALIER • Réseau de l'Administration: M. HERMANN • Protection des Données: M. GAUTHIER • Applications Industrielles: M. PRIGOT • Exploitation Industrielle: M. KOTLET • Programmes: M. BILLY 	<ul style="list-style-type: none"> - Département du Personnel, des Affaires Sociales et des Affaires Administratives: M. LEBLANC - Direction Financière et Trésorerie: M. GASTALDIER - Département des Relations Publiques: M. HERAUD - Département de Sécurité et Protection de Sécurité: M. CHOUAÏLY - Service Juridique et Contractuel: M. VERGÈS - Bureau Technique: M. GRANDJEAN - Application des Programmes: M. PERRE
Centres	Unités Opérationnelles
<ul style="list-style-type: none"> - Offices de Service: <ul style="list-style-type: none"> • Contrôle: M. RYJSE • Contrôle des Factures: M. CHATELAIN • Contrôle: M. PASCAL • Sécurité: M. BONNET-PAIL - Centre de Projets: <ul style="list-style-type: none"> • Centre de Production: <ul style="list-style-type: none"> - Le Hague: M. BRASSEUR - Mantes: M. LE PETIT - Mantes: M. LESTERRER - Fontaine: M. MATHIEU • Centres de Service: <ul style="list-style-type: none"> - Centre de M. AVRI - Centre de M. LE PUIS - Centre de M. POLIGNY - Centre de Service des Applications Militaires: <ul style="list-style-type: none"> • Centre de M. LANGE • Centre de M. JACQUETSON • Centre de M. MATHIEU • Centre de M. MARTIN • Centre de M. LECHE • Centre de M. BOUTIER 	<ol style="list-style-type: none"> 1. Centre de Production: M. KAZANIAN 2. Centre des Applications Militaires: M. CHOUAÏLY 3. Département de Production: M. JAMMET 4. Applications de Service Militaire: <ul style="list-style-type: none"> • Centre de Contrôle de Sécurité: M. BOURGEOIS • Département: M. FANGLIN 5. Centre de Service: M. A. MERRILL 6. Département de Service: M. GOUTIER 7. Département de Service: M. GOUTIER 8. Centre de Service: M. GOUTIER 9. Centre de Service: M. GOUTIER 10. Département de Service: M. GOUTIER 11. Centre de Service: M. GOUTIER 12. Centre de Service: M. GOUTIER 13. Centre de Service: M. GOUTIER 14. Centre de Service: M. GOUTIER 15. Centre de Service: M. GOUTIER 16. Centre de Service: M. GOUTIER 17. Centre de Service: M. GOUTIER 18. Centre de Service: M. GOUTIER 19. Centre de Service: M. GOUTIER 20. Centre de Service: M. GOUTIER

Annexe 2 : Réacteurs nucléaires construits en France (chronologie)

Chronologie des réacteurs de puissance UNGG

Histoire de la sûreté de l'énergie nucléaire civile en France (1945-2000)

	Site	Année d'engagement	Divergence	Couplage	Puissance électrique (MWe)
G1	Marcoule	1952	01.1956	09.1956	7
G2	-	1955	07.1958	04.1959	40
G3	-	1955	06.1959	04.1960	40
EDF1	Chinon	1956	09.1962	06.1963	60
EDF2	-	1957	08.1964	03.1965	220
EDF3	-	1959	03.1966	08.1966	480
EDF4	Saint-Laurent	1963	?	03.1969	480
Saint-Laurent II		1966	?	08.1971	515
Bugey 1	Bugey	1965	?	04.1972	540

Tranches PWR EDF

Année d'engagement	Tranche	Palier	Puissance (MWe)	Premiers bétons	Couplage au réseau	Autorisée le :
1970	Fessenheim 1	CP0	880	09.71	04.77	03.02.72
1971	Bugey 2	CP0	920	11.72	05.78	20.11.72
1972	Fessenheim 2	CP0	880	02.72	10.77	03.02.72
	Bugey 3	CP0	920	09.73	09.78	20.11.72
1973	Bugey 4	CP0	900	06.74	03.79	27.07.76
1974	Bugey 5	CP0	900	07.74	03.79	27.07.76
	Tricastin 1	CP1	915	11.74	05.80	02.07.76
	Tricastin 2	CP1	915	12.74	08.80	02.07.76
	Gravelines 1	CP1	910	02.75	03.80	24.10.77
	Gravelines 2	CP1	910	03.75	08.80	24.10.77
	Dampierre 1	CP1	890	02.75	03.80	14.06.76
	Dampierre 2	CP1	890	04.75	12.80	14.06.76
1975	Tricastin 3	CP1	915	04.75	02.81	02.07.76
	Tricastin 4	CP1	915	05.75	06.81	02.07.76
	Gravelines 3	CP1	910	12.75	12.80	24.10.77
	Gravelines 4	CP1	910	04.76	06.81	24.10.76
	Dampierre 3	CP1	890	09.75	01.81	14.06.76
	Blayais 1	CP1	910	01.77	06.81	14.06.76
1976	Dampierre 4	CP1	890	12.75	08.81	14.06.76
	St Laurent B1	CP2	880	05.76	01.81	08.03.78
	St Laurent B2	CP2	880	07.76	06.81	08.03.78
	Chinon B1	CP2	870	03.77	11.82	04.12.79
	Paluel 1	P4	1290	07.77	06.84	10.11.78
1977	Chinon B2	CP2	870	03.77	11.83	04.12.79
	Blayais 2	CP1	910	01.77	07.82	14.06.76
	Blayais 3	CP1	910	04.78	08.83	05.02.80
	Blayais 4	CP1	910	04.78	05.83	05.02.80
	Paluel 2	P4	1290	01.78	09.84	10.11.78
1978	Cruas 1	CP2	880	07.78	04.83	08.12.80
	Cruas 2	CP2	880	10.78	09.84	08.12.80
	Paluel 3	P4	1290	02.79	09.85	03.04.81
1979	Cruas 3	CP2	880	05.79	05.84	08.12.80
	Cruas 4	CP2	880	10.79	10.84	08.12.80
	St Alban 1	Hybride	1300	03.79	08.85	12.11.81
	Flamanville 1	Hybride	1290	12.79	12.85	21.12.79
	Cattenom 1	P'4	1265	12.79	11.86	24.06.82
1980	Gravelines 5	CP1	910	10.79	08.84	18.12.81
	Gravelines 6	CP1	910	10.79	08.85	18.12.81
	Paluel 4	P4	1290	01.80	04.86	03.04.81
	St Alban 2	Hybride	1300	04.79	07.86	12.11.81
	Flamanville 2	Hybride	1290	05.80	07.86	21.12.79
	Cattenom 2	P'4	1265	03.80	09.87	24.06.82

1981	Chinon B3	CP2	870	10.80	10.86	07.10.82
	Belleville 1	P'4	1275	05.80	10.87	15.09.82
	Belleville 2	P'4	1275	08.80	07.88	15.09.82
	Nogent 1	P'4	1275	05.81	10.87	28.09.82
1982	Chinon B4	CP2	870	02.81	11.87	07.10.82
	Nogent 2	P'4	1275	01.82	12.88	28.09.82
	Cattenom 3	P'4	1265	06.82	07.90	
1983	Penly 1	P'4	1290	09.82	05.90	23.02.83
	Golfech 1	P'4	1275	11.82	06.90	03.03.83
1984	Cattenom 4	P'4	1265	09.83	05.91	29.02.84
	Chooz B1	N4	1455	01.84	08.96	09.10.84
1985	Penly 2	P'4	1290	85	02.92	09.10.84
1986	Golfech 2	P'4	1275	86	06.93	31.07.85
1987	Chooz B2	N4	1455	87	03.97	18.02.86
1991	Civaux 1	N4	1450	91	12.97	06.12.93
1993	Civaux 2	N4	1450	93	12.99	06.12.93

Annexe 3 : Chefs des divers organismes liés à la sûreté nucléaire

Administration :

SCSIN puis DSIN (Service Central de la Sûreté des Installations Nucléaires, puis Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires)

	Chef du Service, puis Directeur	Adjoint	Adjoint conseiller scientifique et technique
1973 - 1977	Jean Servant		Jean Bourgeois
1977 - 1986	Christian de Torquat	Michel Lavérie	
1986 - 1993	Michel Lavérie	Jean Scherrer	Daniel Quéniart (1989-1993)
1993 - ...	André-Claude Lacoste	Philippe Saint Raymond	<i>La fonction disparaît en 1994</i>

CIINB (Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base)

	Président	Vice-Président
1963 - ?		Le Haut-Commissaire
En 1973	Henri Lavaill	
1984 - 1989	Jean Grégoire	
1990 - 1994	Daniel Videau	
1995 -...	Yves Galmot	

CISN (Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire)

	<u>Secrétaire général</u>
1975 - 1980	Jean Servant
1980 - 1985	Bernard Augustin
1985 - 1986	Michel Lajus
1986 -1988	Gérard Cureau
1988- 1991	Yves Moures
1991	Jean Anciaux
1991-1995	Claude Guizard
1995-...	Jacques Deschamps

CSSN, CSSIN (Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire, puis Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires)

	Président	Vice-président
1983 - 86	Louis Néel	Le Haut-Commissaire
1987 - 1990	André Blanc-Lapierre	
1991 - 1992	Maurice Tubiana	
1993 - 1994	Claude Fréjacques	
1995 - 1997	Pas de président	
1998 -...	Philippe Lazar	

Experts :

IPSN (Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire)

	Directeur	Directeur adjoint
1976 - 1978	Jean Bourgeois	
1978 - 1985	Pierre Tanguy	
1985 - 1988	François Cogné	
1989 - 1990	Jean Rastoin	
1991 - 1996	Philippe Vesseron	Michel Livolant
1997 -...	Michel Livolant	Daniel Quéniart

en vertu de la loi du droit d'auteur.

GROUPES PERMANENTS

Groupe Permanent chargé des Réacteurs (GPR)

	Président	Vice-président
1973 - 1978	Jean Bourgeois	
1978 - 1985	Pierre Tanguy	Michel Lavérie, puis François Cogné (mai 1984)
1985 - 2001	François Cogné	Jean Scherrer (1987-1994), puis Philippe Saint-Raymond

Groupe Permanent chargé des installations nucléaires de base autres que les réacteurs nucléaires (GPU, Groupe Permanent «Usines»)

	Président	Vice-président
1973 - 1987	Pierre Régnaut	
1978 - 1983	Pierre Lécorché	
1983 - 1986	François Sébilleau	Roger Guillaumont (? - 1991)
1986 - 1989	Christian de Torquat	
1989 - 1999	Roland Muxart	Daniel Quéniart (1992-...)
1999 - ...	Pierre Chevallier	

Groupe Permanent chargé des installations destinées au stockage à long terme des déchets radioactifs

	Président	Vice-président
1986 -		Ch. de Torquat (4 sept 86-...)
1991 - ...	Robert Guillaumont	Roland Muxart (1991)
		Jean Lefevre (1992-1996)
		Christian Devillers (1997-...)

Groupe Permanent chargé d'étudier les aspects techniques de la sûreté du transport des matières radioactives et fissiles à usage civil

	<u>Président</u>	<u>Vice-président</u>
1999 - ...	François Barthélémy	Jérôme Joly

Section Permanente Nucléaire de la Commission Centrale des Appareils à Pression (SPN)

	<u>Président</u>	<u>Rapporteur Général, puis Vice-Président</u>
1981 (?) - 1990	Armand Osselet	Rémi Guillet
1990 - 1994	Jacques Boissé	Daniel Pierre
1994 - ...	Jean Scherrer	Jérôme Goellner

Industriels

Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) :

	Haut-Commissaire		Administrateur Général
1945 - 1950	Frédéric Joliot-Curie	1945-1951	Raoul Dautry
1950 - 1970	Francis Perrin	1951-1958	Pierre Guillaumat
		1958-1963	Pierre Couture
		1963-1970	Robert Hirsch
1970 – 1975	Jacques Yvon	1970-1978	André Giraud
1975 – 1993	Jean Teillac	1978-1983	Michel Pecqueur
		1983-1986	Gérard Renon
1993 – 1997 (?)	Robert Dautray	1986-1989	Jean-Pierre Capron
		1989-1995	Philippe Rouvillois
1998 (?) -	René Pellat	1995-1999	Yannick d'Escatha

Electricité de France (EDF)

	Présidence	Direction Générale	Direction de l'Équipement	Service de la Production Thermique
1946-1947	P. Simon	P. Simon	P. Massé	R. Boudrant
1947-1948	E. Audibert	R. Gaspard	«	«
1948-1949	«	«	R. Giguet	«
1949-1952	L. Escallier	«	«	«
1952-1954	M. Flouret	«	«	«
1954-1955	«	«	«	F. Torresi
1955-1962	«	«	D. Olivier Martin	«
1962-1963	R. Gaspard	A. Decelle	J. Cabanius	«
1963-1964	«	«	«	R. Ginocchio
1964-1966	P. Guillaumat	«	«	«
1966-1967	P. Massé	«	«	J. Féron
1967-1969	«	M. Boiteux	J. Guilhamon	«
1969-1972	P. Delouvrier	«	«	«
1972-1976	«	«	M. Hug	J.-P. Roux
1976-1977	«	«	«	«
1977-1978	«	«	«	R. Carle
1978-1979	«	«	«	«
1979-1982	M. Boiteux	C. Chevrier	«	C. Bigeard
1982-1983	«	«	R. Carle	«
1983-1985	«	J. Guilhamon		J. Leclercq
1985-1987	«	«	«	«
1987-1988	P. Delaporte	J. Bergognoux	M. Albert	L. Bertron
1988-1989	«	«	«	«
1989-1990	«	«	«	P. Carlier
1990-1992	«	«	Y. Cousin	«
1992-1994	G. Ménage	«		«
1994-1995	«	F. Ailleret		
1995-1996	«	«		

Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire (EDF)

1982-1985	André Gauvenet
1985-1995	Pierre Tanguy
1995-2001	Claude Frantzen

Annexe 4 : Sigles et abréviations

AEC	Atomic Energy Commission (USA)
AEN	Agence de l'Energie Nucléaire (OCDE).
AIEA	Agence Internationale pour l'Energie Atomique.
ASME	American Society of Mechanical Engineers.
BCCN	Bureau de Contrôle de la Construction Nucléaire, puis Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires.
BWR	Boiling Water Reactor.
CANDU	Canadian-deuterium-uranium.
CCSIA	Commission Centrale de sûreté des Installations Atomiques (CEA).
CEA	Commissariat à l'Energie Atomique.
CEGB	Central Electricity Generating Board, Grande-Bretagne.
CEN	Centre d'Etudes Nucléaires, CEA.
CIINB	Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base
CIPR	Commission Internationale de Protection Radiologique.
CIR	Comité d'Instrumentation en Radioprotection.
CISN	Comité Interministériel de la Sécurité Nucléaire.
COGEMA	Compagnie générale des Matières nucléaires.
CNPE	Centre Nucléaire de Production d'Electricité
CPFC	Cahier des Prescriptions de Fabrication et de Contrôle (EDF)
CREST	Committee on Reactor Safety Technology, Comité sur la technologie de sûreté des réacteurs de l'Agence Européenne de l'Energie Nucléaire de l'OCDE.
CRII-Rad	Commission Régionale Indépendante d'Information sur la Radiologie.
CSIA	Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CEA).
CSIN	Comité sur la Sûreté des Installations Nucléaires de l'AEN de l'OCDE.
CSSN	Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire.
CSSIN	Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires
DAM	Direction des Applications Militaires, CEA.
DEP	Département d'Etudes de Piles, CEA.
DGEMP	Direction Générale de l'Energie et des Matières Premières, ministère de l'industrie.
DIGEC	Direction du Gaz, de l'Electricité et du Charbon, ministère de l'industrie.
DII	Direction Interrégionale de l'Industrie, transformé en DRIR puis DRIRE.
DITEM	Direction de la Technologie, de l'Environnement industriel et des Mines, ministère de l'industrie;
DMCN	Direction des Matériaux et des Combustibles Nucléaires, CEA.
DPA	Direction des Piles Atomiques, CEA.
DPPA	Direction de la Physique et des Piles Atomiques, CEA.
DRG	Détection de Rupture de Gains.
DRGG	Détection de Rupture de Gaine Généralisée
DRIR	Direction Régionale de l'Industrie et de la Recherche, transformée en DRIRE.
DRIRE	Direction Régionale de l'Industrie, de la Recherche et de

en vertu de la loi du droit d'auteur.

Histoire de la sûreté de l'énergie nucléaire civile en France (1945-2000)

	l'Environnement.
DSN	Département de Sûreté Nucléaire, CEA.
EPS	Etude Probabiliste de Sûreté.
FAR	Fontenay-aux-Roses.
GAAA	Groupement Atomique Alsacienne Atlantique.
GRS	Gesellschaft für Reaktorsicherheit.
GTSP	Groupe Technique de Sûreté des Piles, CEA.
INB	Installation Nucléaire de Base.
INES	International Nuclear Event Scale.
INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group (Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire de l'AIEA).
INSTN	Institut National des Sciences et Techniques Nucléaires.
IPSN	Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire
LMFBR	Liquid Metal Fast Breeder Reactor.
LWR	Light Water Reactor.
NEA	Nuclear Energy Agency (OECD).
NEA/AEN	Nuclear Energy Agency (OECD)/Agence de l'Energie Nucléaire (OCDE).
NERSA	Nucléaire Européenne de Réacteur à neutrons rapides SA.
NRC	Nuclear Regulatory Commission (USA).
NRX	National Research Experimental.
OCDE	Organisation pour la Coopération et le Développement Economique.
OECD	Organization for Economic Cooperation and Development.
OPRI	Office pour la Protection contre les Rayonnements Ionisants.
ORNL	Oak Ridge National Laboratory.
OSART	Operating Safety Analysis Review Team.
PAT	Prototype A Terre, prototype de sous-marin à propulsion nucléaire.
PEON	Production d'Energie d'Origine Nucléaire, (Commission consultative pour la..., dite Commission PEON).
PPI	Plan Particulier d'Intervention.
PUI	Plan d'Urgence Interne.
PWR	Pressurized Water Reactor.
REB	Réacteur à Eau Bouillante.
REN	Région d'Equipement Nucléaire, EDF.
REP	Réacteur à Eau Pressurisée.
RETN	Région Thermique Nucléaire, EDF.
RFS	Règles Fondamentales de Sûreté.
SCPRI	Service de Protection contre les Radiations Ionisantes, puis Service de Protection contre les Rayonnements Ionisants.
SCRGR	Service de Contrôle des Radiations et de Génie Radioactif? CEA.
SCSIN	Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires
SCSP	Sous-Commission de Sûreté des Piles, CEA.
SENA	Société d'Energie Nucléaire franco-belge des Ardennes.
SEPTEN	Service des Etudes et Projets Thermiques, EDF.
SFAC	Société des Forges et Aciéries du Creusot.

en vertu de la loi du droit d'auteur.

SHARP	Service d'Hygiène Atomique et de Radiopathologie, CEA.
SPM	Service de Physique Mathématique, CEA.
SPR	Service de Protection contre les Radiations. (1951-1956), puis à partir de 1958, Service de Protection Radiologique, CEA.
SPT	Service de la Production Thermique, EDF.
SREN	Sous-Région d'Équipement Nucléaire, EDF.
UKAEA	United Kingdom Atomic Energy Agency.
UNGG	Uranium Naturel Graphite Gaz.
USAEC	United States Atomic Energy Commission.
ZEEP :	Zero Energy Experimental Pile.

Sources

I. Sources Primaires

Archives

Archives du Commissariat à l'Energie Atomique

Le fonds du Haut-Commissaire (HC) a été la principale source utilisée aux Archives du CEA conservées à Fontenay-aux-Roses. Le fonds HC rassemble en particulier les boîtes contenant les procès verbaux des séances de la Commission de Sûreté des Installations Atomiques (CSIA) entre 1960 et 1970. Les fonds de la Direction des Relations Internationales (DRI) et de la Division d'Etude et de Développement des Réacteurs (DEDR) éclairent les relations avec les Etats-Unis, en particulier pour la sûreté des réacteurs à neutrons rapides.

Archives CSSN/CSSIN

Créé en 1973 en même temps que le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN), le Conseil Supérieur de la Sûreté Nucléaire (CSSN) est un organisme créé auprès du ministre de l'industrie et chargé d'émettre toutes recommandations utiles pour accroître l'efficacité de l'action poursuivie dans le domaine de la sûreté nucléaire. Jusqu'en 1982, il est composé principalement de hautes personnalités des différents secteurs de l'énergie nucléaire.

Les Archives du CSSN, hébergées au ministère de l'industrie par le SCSIN qui en assure le secrétariat, n'ont pas conservé la trace des premières années du conseil. Par contre, elles disposent des procès verbaux, des enregistrements, et des documents préparatoires aux réunions du conseil à partir de 1982, pour chacune de la cinquantaine de réunions tenues depuis cette date. En 1982, la composition du conseil a été modifiée pour accueillir des personnalités représentant des associations de défense de la nature et des syndicalistes. Le CSSN a été transformé en CSSIN (Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires) en 1987.

Archives DES-IPSN et Groupe Permanent

Les archives de l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire sont conservées au Département d'Evaluation de Sûreté (DES) à Fontenay-aux-Roses. Sur près de 3 kilomètres linéaires, elles comportent aussi bien les rapports des experts, les études effectuées par les différents services, les courriers internes à l'IPSN, les avis remis aux autorités de sûreté, ou encore les documents techniques des exploitants. La plupart de ces documents ne sont pas consultables sans une dérogation de la DSIN. Elles regroupent également les documents préparatoires aux réunions des Groupes permanents d'experts dont l'IPSN assure le secrétariat.

Rapports d'activité

Commissariat à l'Energie Atomique (du premier rapport de 1950 jusqu'à 1978);
Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (du premier rapport en 1978 jusqu'à 2000);
Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires/Direction de la Sûreté des Installations Nucléaires (du premier rapport public de 1989 jusqu'à 2001);
Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire d'EDF (1988-2001);
United Kindgom Atomic Energy Authority (du premier rapport 54/55 jusqu'en 1966).
United States Atomic Energy Commission/Nuclear Regulatory Commission (1956-1978).

Entretiens

Nous indiquons la liste des entretiens effectués en précisant les nom, formation, appartenance aux organismes liés à l'énergie nucléaire aux cours de la carrière, fonction au moment de l'entretien, date, lieu et durée de l'entretien.

Pierre BACHER, (X), CEA (1955-1968) puis Direction de l'Equipement d'EDF, Directeur technique de l'Equipement; 20/10/98, 2h30, Paris. M. BARBAUT, chef de la division sûreté nucléaire du SEPTEN d'EDF; 13/12/99, Lyon, 1h. Jean-Pierre BERGERET, (X), Novatome puis Sofratom, puis EDF; Directeur de l'UNIFE d'EDF Production-Transport; 11/2/99, Lyon, 1h. Jacques BRISBOIS, (ingénieur des Mines), CEA (1960-1975) puis IPSN; 20/10/98, Fontenay-aux-Roses, 1h30. Jean BUSSAC, (X), CEA (1951-1984), puis Directeur des Recherches en Sécurité Nucléaire de l'IPSN (1984-1989); 19/04/99, Paris, 2h. Rémy CARLE, (X-Mines), CEA (1955-1976) puis EDF (1976-1995), Directeur de l'Equipement (1982-1986), Directeur général adjoint d'EDF; 2/11/98, Paris, 1h. François COGNE, (Ecole Nationale Supérieure de Mécanique de Nantes), CEA (1958 ?) puis IPSN à partir de 1976; Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire au CEA, Président du Groupe Permanent Réacteur; 14/1/99, Paris, 1h. Gilles COGNET et Paul ANDANSON, (technicien essais et mécanicien, syndicalistes CGT, EDF), mars 1999, Centrale de Saint-Alban, 2h. Michel DURR, (X, Supélec), EDF-Direction de l'Equipement; Directeur; 13/10/99 et 26/10/99, Lyon, 3h30 et 2h30. Jean FLUCHERE, (Ingénieur Supélec), EDF Production Thermique (1967-...), Directeur de Bugey; Délégué Régional pour la région Rhône-Alpes, 15/2/99, Lyon, 1h. André GAUVENET, (Ecole Normale Supérieure de Saint-Cloud), CEA (1948-1982), Délégué central sécurité au CEA, puis EDF comme Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire (1982-1984); 21/10/98, Paris, 1h. Michel HUG (X-Ponts, PhD au MIT), EDF-Etudes et Recherches en 1956, Directeur de l'Equipement (1972-1982), 29/01/99, Paris, 1h. Denis KIRSCHTETTER, ingénieur sûreté EDF, 19/05/98, Creys-Malville, 3h. André-Claude LACOSTE, (X-Mines), Directeur de la DSIN (1993-2002); 23/08/00, Paris, 1h30. Michel LAVERIE, (X-Mines), SCSIN (1979-1991), Directeur DSIN (1991-1993), Directeur Général INERIS; Inspecteur Général pour la Sûreté nucléaire au CEA, Saclay, 14/1/99, 1h. . Corentin LE DOARE, (ingénieur), Novatome, Technicatome puis IPSN; secrétaire du Groupe Permanent Réacteurs, 12/03/01, Fontenay-aux-Roses, 1h30. Jean-Christophe NIEL, (X-Ponts), DSIN puis IPSN; Chef du DES de l'IPSN, 12/03/01, Fontenay-aux-Roses, 1h30. Gilles OLLIVON, Directeur de la Communication et Directeur du Développement à la Délégation Régionale Rhône-Alpes d'EDF, 9/11/99, Lyon, 1h30. Daniel QUENIART, (X-Mines), SCSIN (1973-1978) puis IPSN; Directeur-adjoint de l'IPSN, 19/04/01, Clamart, 1h15. Jean RASTOIN, (X-Génie Maritime), CEA (1958-...); Directeur de l'IPSN (1989-1990); 2/12/99, Clamart, 1h30. Monique SENE (docteur ès sciences), CNRS (1960-1997), Directeur de recherche, membre fondatrice du GSIEN; et René SENE (physicien), membre fondateur du GSIEN, membre du CSSIN; 17/07/00, Orsay, 3h. Jean SERVANT, (X-Mines), chef du SCSIN (1973-1977), secrétaire général du CISN (1975-1980); 15/01/01, Paris, 2h. Pierre TANGUY, (X, sup-aéro, MIT), CEA (1954-1976), IPSN (1976-1984), Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire d'EDF (1984-1994); 9/11/98, Lyon, 1h. Georges VENDRYES, (X-Ponts, thèse en physique expérimentale), CEA à partir de 1951, Directeur de la Division d'Etudes et Développement des Réacteurs au CEA à partir de 1970; 19/04/99, Paris, 1h30.

Conférences

Tanguy, Pierre, (CEA puis IPSN puis IGSN EDF), 9/11/98, «Le rôle de l'expert dans la maîtrise des risques nucléaires», Maison Rhône-Alpes des Sciences de l'Homme, Lyon.

Lacoste, André-Claude, (DSIN), 21/12/98, conférence, Lyon.

Frantzen, Claude, (DGAviation, puis IGSN EDF), «L'incidence du facteur humain sur les risques», conférence SFEN, 28/01/99, Lyon.

Caseau, Paul, (EDF/DER), «La modélisation», 30/06/99, Ecole Normale Supérieure de Lyon.

Rivasi, Michèle, (CRII-Rad), 28/10/99, Institut des Sciences de l'Homme, Lyon.

Articles, rapports techniques, revues spécialisées : présentation

Les rapports techniques, les communications présentées lors des colloques internationaux, ou les articles parus dans les revues spécialisées ont été une des sources documentaires majeures de l'étude. Nous indiquons quelques éléments d'information sur les plus importantes d'entre elles.

Rapports de l'IPSN.

Une source d'une grande richesse est constituée des rapports de l'IPSN : rapports DSN (1972-1982), DAS (1983-1990) et DES (1991-2000).

Le Département de Sûreté Nucléaire (DSN) du CEA a publié 180 rapports DSN entre 1972 et 1982. De 1970 à 1978, le DSN est un Département du CEA, avant de rejoindre l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN) en 1978. A partir de 1978, le DSN compte trois services : un Service d'Analyse de Sûreté des Réacteurs (SASR), un Service d'Analyse de Sûreté des Installations du cycle du combustible (SAS), un Service de Recherche de Sûreté (SRS). La liste des rapports DSN peut être obtenue sur demande à l'IPSN. Cette liste ne mentionne pas les rapports des services. Sur les 180 rapports DSN, 93 sont en «diffusion restreinte», 9 sont classés «confidentiel». Seuls les documents en «diffusion libre» sont accessibles sans dérogation.

Le Département d'Analyse de Sûreté (DAS) de l'IPSN a publié 778 rapports entre 1983 et 1990, dont la moitié environ est en «diffusion libre».

Le Département d'Evaluation de Sûreté (DES) succède au DAS au sein de l'IPSN en 1990. Il a publié près de 400 rapports au 31 décembre 1999. Nous avons pu consulter sur place quelques rapports non accessibles au public, que nous ne mentionnons pas dans la liste des articles, en particulier les rapports de synthèse pour les réunions du Groupe Permanent Réacteurs (GPR).

Liste et présentation des revues

Sont indiquées dans la suite les revues qui ont été dépouillées de façon systématique, avec une rapide présentation et les périodes de dépouillement.

Energie Nucléaire, revue bimestrielle depuis 1959, consultée de 1959 n°1 vol. 1 jusqu' au dernier numéro de la revue en 1973.

Revue Générale de l'Electricité, dépouillée de 1959 à 1990.

Atompraxis, revue allemande, mensuelle, consultée de 1957 à 1970. En 1968, Jules Horowitz est membre du comité de lecture de la revue.

Bulletin d'Informations Scientifiques et Techniques du CEA, publication mensuelle interne du CEA en 1954-55, diffusée à l'extérieur à partir de 1956, consultée du N°63 de juillet 1962 au numéro 232 en 1978.

Revue Générale Nucléaire, bimensuelle, organe de la Société Française d'Energie Nucléaire (SFEN), la voix « officielle » des milieux nucléaires français. Publiée depuis 1975, consultée depuis lors.

Nuclear Safety, revue américaine éditée par le laboratoire national d'Oak Ridge de l'USAEC depuis 1959, bimestrielle. Consultée du volume 1, n°1 de septembre 1959 au volume 26 N3 de mai-juin 1985. Tous les articles de la revue étant consacrés à la sûreté, nous citons dans la liste qui suit essentiellement les articles d'auteurs français, ou les articles de synthèse.

Bulletin of the Atomic Scientists, revue américaine, mensuelle, publiée à partir de 1946 par les scientifiques américains ayant participé au projet Manhattan et s'interrogeant sur les répercussions des développements de la science sur la société et sur le rôle des scientifiques. La revue a été consultée de 1960 (vol. 16) à 1980.

Annales des Mines. Revue mensuelle fondée en 1975 par le Corps des Mines. Depuis 1973, c'est le Corps des Mines qui a hérité du contrôle de la sûreté nucléaire au sein des Pouvoirs Publics. Trois numéros sont consacrés à la sûreté nucléaire, en janvier 1974, mars-avril 1976 et juin 1980. Dépouillée à partir de 1966.

Bulletin sur la Sûreté des Installations nucléaires, ou *SN*, et publié par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires (SCSIN) du Ministère de l'Industrie. Le premier numéro est daté du premier trimestre 1978, il s'arrête au N°99 en août 1994. Les articles ne sont pas signés. C'est une importante source d'informations qui donne tous les deux mois une image de la sûreté du parc des centrales nucléaires françaises, en particulier par l'annonce et les commentaires des incidents.

Contrôle prend la suite du Bulletin SN et démarre au numéro 100. Le changement de nom de la revue veut marquer la volonté de l'administration d'être plus indépendante des industriels, plus « gendarme du nucléaire ». Chaque numéro de la revue, bimestrielle, comporte une première partie relatant les incidents, inspections, et une deuxième partie présentant un dossier sur un thème particulier. Chaque dossier est composé d'une dizaine d'articles d'auteurs appartenant à différentes institutions et également d'opposants à l'énergie nucléaire.

Radioprotection, bulletin de la Société Française de Radioprotection (SFR), a été consultée de 1967 (vol.2, n°1) à 1982 (vol. 17).

Nucleonics, plus grande revue mensuelle de la technologie nucléaire aux Etats-Unis, est publiée depuis septembre 1947. La revue a été dépouillée de 1954 à 1966. Mais elle contient peu de choses sur la sûreté, encore moins sur la France. Seuls quelques articles « nouvelles du monde » relatent le développement du programme

français.

Echos CEA, Echos du Groupe CEA, revues internes au CEA, utiles pour trouver des informations sur les hommes et les organismes.

Clefs-CEA, revue de vulgarisation scientifique et technique du CEA, trimestrielle, éditée depuis 1986 par la Direction de la Communication du CEA.

La Gazette Nucléaire, publication du Groupement des Scientifiques pour l'Information sur l'Energie Nucléaire (GSIEN), sa parution était d'abord mensuelle, puis bimestrielle, puis trimestrielle. Monique Sené est Directrice de la publication depuis le premier numéro de 1975.

Le Travail Humain, revue semestrielle publiée par le CNRS, consultée de 1960 (vol. 23) à 1985 pour les aspects d'ergonomie et leur influence sur les accidents.

Atomes, La Recherche. La Revue Atomes, mensuelle, est née en 1946. Initialement rédigés par des auteurs prestigieux du monde scientifique, les articles sont à partir de 1954 rédigés par des journalistes. Elle change de titre en mai 1970 pour devenir La Recherche. Atomes a été consultée de décembre 1966 (n°238) à mars 1970 (n°274) et La Recherche depuis le N°1. A partir de 1975, les articles sur l'énergie nucléaire deviennent très critiques et polémiques.

Bulletin de la Direction des Etudes et Recherches, Série A, Bulletin trimestriel de la DER d'EDF, consulté de 1981 à 1991; et *Collection des notes de la DER- EDF*, de 1990 à 1994.

Liste des articles

Abdon, R., Chaigne, M., «Etude du comportement dynamique de la pile Rhapsodie», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique*, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 4, P/79, pp. 89-99

Abouardham, M., Delava, R., Erkes, P., Kieffer, J., «Les incidents matériels survenus à la centrale nucléaire des Ardennes», *Energie Nucléaire*, Vol. 12, N°3, 1970, pp. 211-223.

Abrahamson, Dean A., «Books Review : The Nuclear Rebellion : Citizens vs. the Atomic Establishment, by Richard S. Lewis, Viking Press, New York, 1972», *Bulletin of the Atomic Scientists*, May 1973, pp. 43-45.

Addison, J. V., «Safer Nuclear Plants», *Power Engineering*, April 1969, pp. 48-50.

Agence pour l'Energie Nucléaire, «Mise en œuvre des techniques de mitigation de l'hydrogène pendant les accidents graves dans les centrales nucléaires», *Avis technique de l'AEN, NEA/CSNI/R(96)27*, OCDE, Paris, décembre 1996, 21 p.

Agence pour l'Energie Nucléaire, «Mise en œuvre de la gestion des accidents graves dans les centrales nucléaires», *OCDE*, 1996, 187 p.

Ailleret, F., «L'intégration de l'énergie nucléaire dans la production d'électricité», *Revue Générale de l'Electricité*, Tome 74, N°2, 1965, pp. 141-148.

Ailleret, P., «Les besoins d'énergie à long terme et l'énergie atomique», *Energie*

- Nucléaire*, Vol. 4, N°1, 1962, pp. 3-9.
- Ailleret, P., «Les problèmes de site pour les centrales nucléaires», *Energie Nucléaire*, Vol. 13, N°1, 1971, pp. 22-27.
- Ailloud, J., Chatoux, M., Millot, J. P., de Vathaire, F., «Le réacteur Cabri», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 96-112.
- Ailloud, J., Millot, J.-P., «La pile CABRI», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique*, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 13, P/103, pp. 397-404
- Ancelin, Claude, «La mathématique du risque industriel», EDF, Direction des Etudes et Recherches, N° Spécial de *La Recherche*, Septembre 1990, p. XX.
- Ancelin, Jean, «KSE, L'intelligence artificielle surveille les centrales», EDF, Direction des Etudes et Recherches, N° Spécial de *La Recherche*, Septembre 1990, p. 19.
- André, R., «Politique du CEA à l'égard de l'industrie privée : méthodes employées dans la réalisation des réacteurs», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 516-518.
- Andriot, J., «L'évolution du programme atomique français pendant les cinq dernières années», *Energie Nucléaire*, Vol. 2, N°5, 1960, pp. 306-309.
- Andurand, R., «Le rapport de sûreté et son application dans l'industrie», *Annales des Mines*, Juillet-Août 1979, pp. 115-138.
- Appell, B., «L'organisation de la salle de commande des tranches nucléaires du palier 1300 MWe vis-à-vis de la conduite après un accident», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°6, Novembre-Décembre, pp. 480-485.
- Aragou, M., «Fabrication des éléments combustibles nucléaires», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 527-531.
- Augustin, Bernard, «La sécurité nucléaire en 1983 : maturité et vigilance», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, pp. 185-186.
- Aussourd, P., Candès, P., Le Quinio, R., «La protection des installations nucléaires contre les agressions extérieures», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 85-88.
- Aussourd, Ph., Candès, P., «Le choix des sites des centrales nucléaires», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 71-76.
- Ayçoberry, C., «Les principaux problèmes de sûreté rencontrés dans le traitement des combustibles irradiés», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 103-110.
- Aye, L., «La formation en radioprotection du personnel des centrales nucléaires d'Electricité de France», *Radioprotection*, Vol. 15, n°4, 1980, pp. 183-192.
- Bacher, P., «Réflexions sur la sûreté nucléaire», *Note technique*, EDF, Direction de l'Equipement/SEPTEN, DI 80-01, 1980.
- Bacher, P., Bröcker, B., «EPR : le point de vue des électriciens», *Contrôle*, N° 105, juin 1995, pp. 38-41.
- Bacher, P., Chabrillac, M., «L'évolution de la démarche de sûreté dans la conception des centrales», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, pp. 363-367.
- Bacher, P., Cogné, F., Noc, B., «Physique des piles à graphite», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique*, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 3, P/75, pp.

205-210.

- Bacher, Robert F., «Nuclear Energy and Our Future», *Bulletin of the Atomic Scientists*, march 1977, pp. 63-65.
- Bailly du Bois, B., Bernard, J. L., Naudet, R., Roche, R., «Filière eau lourde-gaz», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 5, P/39, pp. 343-348.
- Bailly, J., Courtaud, M., Fonteray, J., Peltier, J., «Emergency Depressurization and Cooling of the Omega and Phebus Loops», *Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973*, IAEA, SM-169/12.
- Bailly, J., Pelcé, J., «Etudes de sûreté consacrées aux réacteurs nucléaires de puissance», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 45-54
- Bailly, Jean, et Jean Bussac, «Cabri : un réacteur expérimental consacré à des études de sûreté», *Clefs-CEA*, N°1, avril 1986, pp. 25-33.
- Baissas, M. H., «Forshungen und Aussichten in der Grundlagenphysik», *Atompraxis*, Heft 11/12, 1965, pp. 623-627.
- Banal, Cogné, Coulon, Faral, Gouzot, Loverdo, «Autorisation et normalisation des centrales nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, N°1 Janvier-Février 1976, pp. 19-26.
- Barbet, J. F., Llory, M., Villemeur, A., «Application de l'analyse des modes de défaillance et de leurs effets aux systèmes des centrales nucléaires», *EDF, Bulletin de la Direction des Etudes et Recherches, Série A, Nucléaire, Hydraulique, Thermique*, 1982, N°2, pp. 19-29
- Barbreau, A., Mohammadioun, B., Ferrieux, H., «Etudes sismologiques effectuées en vue de la protection des installations nucléaires», *Paris, 1/3 décembre 1975*, Rapport DSN N° 80.
- Barbry, F., Leclerc, J., Manaranche, J.-C., Maubert, L., «Les programmes expérimentaux français en sûreté-criticité», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°4, Juillet-Août, pp. 377-386.
- Barbry, Francis, «L'étude de la phénoménologie des accidents de criticité», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 65-75.
- Baron, J. J., «La position française dans le domaine des métaux et matériaux nucléaires», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 519-522.
- Barrachin, B., Chrétien, Mme, Prot, A., Roche, R., Saglio, M., Tomachevski, M., «Study Program Undertaken by the CEA on the Application of Nondestructive Testing to Reactor Safety», *Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973*, IAEA, SM-169/11.
- Barrère, Martine, «Des fissures dans le programme», *La Recherche*, N°107, Janvier 1980, pp. 84-87.
- Barrère, Martine, «La sûreté des centrales nucléaires», *La Recherche*, N°55, Avril 1975, pp. 305-317.
- Barrère, Martine, «Sûreté nucléaire : EDF résiste», *La Recherche*, N°77, Avril 1977, p. 397.

-
- Barrère, Martine, «Surgénérateurs à la dérive», *La Recherche*, N°203, Octobre 1988, pp. 1256-1263.
- Barrère, Martine, et Patrick Lagadec, «Risques majeurs : Tchernobyl point zéro», *La Recherche*, N°179, Juillet-Août 1986, p. 951.
- Bartels, William C., «Recent developments in nuclear fuel cycle safeguards», *Nuclear Technology*, vol. 23, August 1974, pp. 101-105.
- Barthélémy, F., Menjon, G., «Application de la réglementation des appareils à pression aux chaudières nucléaires», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 101-108.
- Barthélémy, F., Roche, B., «L'inspection des installations nucléaires de base», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 145-
- Bastide, S., Morau, A., «Enquête sur la perception de la sécurité par le personnel du Centre d'Etudes Nucléaires de Saclay», *Revue Générale Nucléaire*, 1986, N°6, pp. 536-542.
- Baudry, Y., Varaldi, G., «Extension des automates programmables dans les centrales nucléaires françaises», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°5, septembre-octobre, pp. 349-352.
- Bauer, E., Puiseux, L., Ténrière-Buchot, P.-F., «Nuclear Energy, a fateful choice for France», *Bulletin of the Atomic Scientists*, January 1976, pp. 37-41.
- Baumgartl, B.J., Bouteille, F., «EPR : le point de vue des constructeurs», *Contrôle*, N° 105, juin 1995, pp. 42-45.
- Baumgartner, R., «Avantages et inconvénients des différents types de réacteurs», *Revue Générale de l'Electricité*, 1958, pp. 327-331.
- Beau, P., Douillard, A., Martin, J.-J., «La radioprotection des travailleurs dans les centrales nucléaires d'Electricité de France à la lumière de huit années d'exploitation», *Energie Nucléaire*, Vol. 13, N°5, 1971, pp. 350-359.
- Beau, P., Gachot, B., Schaeffer, R., «La protection des travailleurs dans les centrales nucléaires», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 47-60.
- Beauge, R., Blaud, J., Lafore, P., Rastoin, J., «Utilisation des réacteurs de Fontenay-aux-Roses pour les études de protection», *Atompraxis*, Vol. 9, 1963, pp. 52-57.
- Beauge, R., Jacquemain, M., Millies, P., «Mélusine et Triton», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, p. 447.
- Beck, C. K., «US reactor experience and power reactor siting», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique*, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 13, P/275, pp. 353-361.
- Beck, C. K., Mann, M. M., Morris, P. A., «Reactor Safety, Hazards Evaluation and Inspection», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy*, Geneva, 1958, United Nations, N.Y., 1959, Vol. 11., P/2407, pp. 17-20.
- Beck, Clifford K., «Regulatory Procedures», *Nuclear Engineering International*, november 1970, pp. 910-912.

- Bellec, Gilles, «Sécurité nucléaire et information», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, pp. 224-225.
- Bernier, J., «La protection des centrales nucléaires contre les crues fluviales. Evaluation d'une méthode utilisée pour le calage des plates-formes de centrales nucléaires en France. Comparaison avec les méthodes étrangères», *Revue Générale Nucléaire*, 1986, N°1 Janvier-Février, pp. 18-23.
- Bertin, M., «Impact sanitaire de l'industrie nucléaire : le cas du personnel des centrales nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1984, N°1, Janvier-février, pp. 69-73.
- Bertron, Lucien, «Le facteur humain et l'exploitation des centrales nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N°5, Septembre-Octobre, pp. 456-459.
- Beslu, Jean, et Gérard Fréjaville, «Réacteurs à eau sous pression : des stratégies pour réduire l'exposition du personnel», *Clefs-CEA*, N°2, juillet 1986, pp. 11-16.
- Besnier, André, «Rôle des calculs nucléaires dans l'exploitation des réacteurs EDF de la filière uranium naturel-graphite gaz», *Revue Générale Nucléaire*, N°2, 1980, p. 167.
- Bethe et al., «32 Scientists speak out. 'No alternative to Nuclear Power' », *Bulletin of the Atomic Scientists*, March 1975, pp. 4-5.
- Bethe, Hans A., «No fundamental change in the situation», *Bulletin of the Atomic Scientists*, September 1975, pp. 40-41.
- Bethe, Hans A., «The Need for Nuclear Peace», *Bulletin of the Atomic Scientists*, march 1977, pp. 59-62.
- Bienvenu, C., «L'automatisme dans les centrales nucléaires», *Revue Générale de l'Electricité*, 1962, p. 129.
- Bienvenu, C., Passerieux, P., Bacher, P., «Les centrales nucléaires EDF2, EDF3, EDF4», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 5, P/38, pp. 67-79.
- Bienvenu, Claude, «L'homme et l'automate», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N°5, Septembre-Octobre, pp. 471-473.
- Bierman, George, and Peter Karish, «Reliability of Safety Systems», *Nucleonics*, October 1965, pp. 60-65.
- Bimont, G., Souchois, T., Fournier, I., Aufort, P., Morillhat, P., Hiep Chau, T., «Les centrales nucléaires sous haute surveillance», *Revue Générale Nucléaire* 1990, N°1 Janvier-Février, pp. 37-43.
- Birac, C., Herkenrath, H., «Le programme générateurs de vapeur de PISC III», *10th international conference on NDE in the nuclear and pressure vessel industries, Glasgow, 11-14 juin, 1990*, Rapport DAS n° 763.
- Birkhofer, A., «Les études probabilistes de sûreté nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, pp. 387-391.
- Birkhofer, A., «Le vieillissement des compétences», *Contrôle*, N°129, Juin 1999, pp. 70-72.
- Birkhofer, A., Chevet, P.-F., Quéniart, D., Wendling, R.-D., «L'approche commune

- franco-allemande de sûreté pour les réacteurs du futur», *Contrôle*, N° 105, Juin 1995, pp. 34-37.
- Birraux, Claude, «Pour la transparence du nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, p. 380.
- Blachez, L., «La sûreté d'une usine d'enrichissement de l'uranium par diffusion gazeuse. Exemple de l'usine du Tricastin», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 55-62.
- Blin, A., Boursier, M., Carnino, A., Greppo, J. F., «Règles d'exploitation des alimentations 6,6kV sur un PWR par approche probabiliste», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 179-181
- Blin, A., Carnino, A., Jubault, G., Mollard, C., «Programme «PAT-REC-DE» : Evaluation de l'influence des modes communs sur la fiabilité», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 181-185.
- Bloch, M., Pierrey, J. L., Dussarte, D., «Evaluation probabiliste du risque de ruptures multiples de tubes de générateur de vapeur», *International topical conference on probabilistic safety assessment and risk management, ANS/ENS - «PSA 87», Zurich, 31 août-04 septembre 1987*, Rapport DAS n° 390.
- Bloxam, F. S., Kilpatrick, J. N., «The Closed Cycle Water Reactor», *Nuclear Engineering*, October 1963, pp. 359-364
- Blum, J. M., «Energie nucléaire dans le monde : Mauvaise passe pour une série de réacteurs nucléaires», *Energie Nucléaire*, mars-avril 1968, pp. 117-118.
- Blum, J.-M., «Problèmes propres à chaque énergie», *Revue Générale Nucléaire*, 1980, N°2 Mars-Avril, pp. 150-153.
- Blum, P., «L'évolution des techniques d'examen radiologique des éléments combustibles de la pile EL3», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 467-471.
- Bocquet, M., «La systématisation des contrôles. Un exemple : le nucléaire», *Revue technique APAVE*, n° 192, octobre-novembre -décembre 1975, pp. 75-80.
- Boiteux, Marcel, «Entretien», *La Recherche*, N°190, Juillet-Août 1987, pp. 950-952.
- Bondoux, R., et J.-P. Millot, «Le point de vue d'un constructeur sur la sûreté nucléaire», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 28-40.
- Bonnard, Y., et J.-A. Vaujour, «Le contrôle exercé par EDF au cours de la construction des centrales nucléaires», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 41-46.
- Bonnefous, Sylviane, et Jean Brénot, «Risques et sécurité : quelles perceptions ?», *Clefs-CEA*, N°36, été 1997, pp. 31-42.
- Bordet, R., et al., «Prestressed Concrete Pressure Vessels and Their Insulation», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971*, United Nations, N.Y., 1971, P/571.
- Bouchet, J. C., «Organisation de la sûreté nucléaire en France, réglementation et normalisation : implication dans la ventilation des installations nucléaires», *Séminaire CETREVE, SFRP, Pierrelatte, 22-26 Mars 1982*, Rapport DAS n°8.
- Bouchez, H., Theron, J.-P., Brillac, P., «Un circuit essentiel des réacteurs nucléaires :

- l'arrêt d'urgence par chute de barres absorbantes», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°5, septembre-octobre, pp.363-368.
- Bourgade, P., «Place et type d'un modèle de petite puissance parmi les réacteurs d'enseignement de recherches», *Atompraxis*, Vol. 9, 1963, p26-32.
- Bourgade, P., Coudray, M., « Réacteurs de puissance : Centrales du type uranium naturel-graphite-gaz», *Energie Nucléaire*, Vol. 2, N°2, 1960, pp. 84-92.
- Bourgeois, Jean, «Calcul des protections des réacteurs», *Cours Génie Atomique*, Tome 1, (ed. 1963), CXI, Bibliothèque des sciences et techniques nucléaires, PUF, 65p.
- Bourgeois, Jean, «La sûreté des installations nucléaires», *Guide International de l'Energie Nucléaire 1978*, Editions O. Lesourd, Paris, 1978, pp. 246-272.
- Bourgeois, Jean, "L'analyse de sûreté des réacteurs de puissance en France. Principes généraux et applications pratiques", *Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, IAEA, SM-169/16*, pp. 147-168.
- Bourgeois, Jean, «Aspect technique de la sûreté des installations nucléaires», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 21-27.
- Bourgeois, Jean, «Die Reaktorsicherheit», *Atompraxis* 11, Heft 11/12, 1965, pp. 639-645.
- Bourgeois, Jean, «Etudes concernant la sûreté des réacteurs», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 4-8.
- Bourgeois, Jean, «Quelques remarques sur la sécurité des réacteurs», *Energie Nucléaire*, Vol. 6, N°8, décembre 1964, pp. 495-499.
- Bourgeois, J., Lafore, P., Millot, J.-P., Rastoin, J., de Vathaire, F., «Méthodes et coefficients expérimentaux pour le calcul des protections de réacteurs», *Rapport CEA N° 1307*, 1959.
- Bourgeois, J., Candes, P. Clément, P., Costes, D., J. Ouillon, Petit, J., «French Tendencies About Reactor Safety», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971, United Nations, N.Y., 1971, P/579*.
- Bourgeois, J., Costes, D., Henri, C., Lamiral, G., Segot, Ch., «Problèmes de sûreté des réacteurs de puissance à uranium naturel modérés au graphite et refroidis au gaz», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 9-24.
- Bourgeois, J., Costes, D., Henri, C., Segot, C., «Problèmes de sécurité des réacteurs de puissance à uranium naturel, modérés au graphite et refroidis au gaz», *Meeting on Reactor Siting, Vienne, 14-18 mai 1962, IAEA, STI/PUB/57, SM-24*, pp. 151-170.
- Bourgeois, J., Lavie, J. M., de Vathaire F., «Contribution à l'implantation des centrales nucléaires auprès des villes», *Colloque AIEA sur le choix des sites des centrales nucléaires et leur confinement, Vienne, 3-7 avril 1967, IAEA, STI/PUB/154, SM 89/20*, pp. 331-343.
- Bourgeois, J., Saitcevsy, B., «Développement des réacteurs à graphite et uranium naturel», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 5, P/36*, pp. 48-59.
- Bourgeois, J., Stolz, J., Bebin, J., Nifenecker, J.-J., Panossian, J., Rieux, M., «Aspects

- généraux et tendances actuelles de la sûreté des réacteurs en France», *Bulletin de l'ATEN*, n°79-80, 1969, pp. 20-29.
- Boussard, R., Conte, F., Stolz, J. M., «Expérience de fonctionnement des réacteurs G2-G3 de Marcoule et enseignements des essais de démarrage du réacteur EDF1 de Chinon», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 5, P/35, pp. 3-8.
- Brazzini, Robert, «Les orientations d'études», *Revue Générale Nucléaire*, N°4 Juillet-août-Septembre 1976, pp. 321-322
- Bréant, P., Zecevic, G., Marfaing, R., Graf, J. J., «Utilisation du réacteur OSIRIS pour les études du comportement du combustible dans des conditions accidentelles», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 173-174.
- Bregeon, L., Droulers, Y., Chesnel, A., Merle, J. P., Lenain, R., «Réflexions sur la sûreté nucléaire en France deux ans après Tchernobyl», *Conférence internationale ENS/ANS sur la sûreté des réacteurs thermiques, Avignon, 2-7 octobre 1988*, Rapport DAS n° 534.
- Bresson, G., et al., «Aspects of the Regulation of Nuclear Activities in France», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971*, United Nations, N.Y., 1971, P/624.
- Breton, D., «Description générale de la pile [Minerve]», *Energie Nucléaire*, vol. 2, N°3, mai-juin 1960, pp. 145-151.
- Breton, D., «Vues prospectives sur l'énergie nucléaire de fission et de fusion et considérations sur les risques associés», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 95-99.
- Breton, D., Clouet d'Orval, M., «Etudes de Criticité», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 13, P/84, pp. 234-243.
- Breton, D., Lafore, P., «Méthodes expérimentales de physique des réacteurs à neutrons thermiques», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 2, P/102, pp. 250-258.
- Brignon, P., «Standardisation des centrales nucléaires françaises à eau légère», *Revue Générale Nucléaire*, 1977, N°6, pp. 483-488
- Brisbois, J., Chapelot, A., Charles, J., «Les réacteurs à haute température : aspects sûreté et environnement», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 187-190.
- Brisbois, J., Lanore, J. M., «Probabilistic Safety study of 900 Mwe PWRs», *ENC'90, ENS/ANS Framatome Conference, Lyon, 23-28 septembre 1990*, Rapport DAS n° 731.
- Brisbois, Jacques, et Jeanne-Marie Lanore, «Les études probabilistes de sûreté des centrales nucléaires françaises de 900 et 1300 MW», *Revue Générale Nucléaire*, 1990, N°6, pp. 522-535.

- Brisbois, Jacques, et Jeanne-Marie Lanore, «L'évaluation probabiliste de la sûreté des réacteurs nucléaires en France», *Clefs-CEA*, N°21, été 1991, pp. 2-12.
- Brittan, R. O., Heap, J. C., «Reactor Containment», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1959, Vol. 11, P/437, pp. 66-75.
- Brommhead, Laurent, «Radioactivité : première fuite en ville», *Sciences et Avenir*, N° 360 février 1977, pp. 134-139.
- Brown, G., Kronberger, H., Leslie, F. M., Moore, J., Mummery, P. W., «Safety Aspects of the Calder Hall Reactor in Theory and Experiment», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1959, Vol. 11., P/267, pp. 202-215.
- Brun, B., Courtaud, M., Houdayer, G., «Le code Cathare et son support expérimental thermohydraulique», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°4, Juillet-Août, pp. 329-337.
- Bugnard, L., Vergne, J., «Regulations on Isotope Uses in France», *Proceedings of the First International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1955*, United Nations, N.Y., 1956, P/329, Vol. XIII, pp. 50-53.
- Burel, J.-P., Bruel, M., «Mesures neutroniques : surveillance et protection du cœur», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°5, septembre-octobre, pp. 352-359.
- Cabanes, L., «La rentabilité de la sécurité», *Revue Générale de l'Electricité*, 1955, pp. 625-629.
- Cabanius, J., Horowitz, J., «Le programme nucléaire français», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 1, P/31, pp. 62-68
- Camous, F., Chesnel, A., «Etude des accidents de réactivité dans les REP», *IAEA technical committee meeting on reactivity transients accidents, Vienne, 14-17 octobre 1989*, Rapport DAS n° 668.
- Candès, P., Lebrun, P., «Critères technologiques de choix des sites de stockage des déchets radioactifs en formations géologiques», *Conférence internationale sur la radioprotection et l'énergie nucléaire, Sydney (Australie), 18-22 avril 1988*, AIEA, 11p.
- Candès, Pierre, «Développement des études de sûreté radiologique des réacteurs français et de leurs sites. Cas particulier du réacteur Phénix», *Energie Nucléaire*, Vol. 13, N°5, 1971, pp. 344-349.
- Candès, Pierre, «Introduction : La sûreté des installations nucléaires», *BIST-CEA*, N°158, Avril 1971, pp. 5-6.
- Candès, Pierre, «Pratique et expérience de la sûreté des sites nucléaires en France», *Communication présentée au Colloque de la Power Division de l'ANS (Portland 25-28 août 1974)*, Rapport DSN N°53.
- Candès, Pierre, «La méthode probabiliste et ses possibilités d'application à l'étude des sites nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1976, N°5 Octobre-Novembre 1976, pp.401-405.
- Candes, Pierre, «La sûreté radiologique des installations nucléaires», *Annales des Mines*, décembre 1966, pp. 1131-1144.
- Candès, P., Aussourd, Ph., «Critères de sûreté nucléaire orientant le choix des sites :

- Pratiques françaises”, *Colloque AIEA/AEN sur le choix des sites des installations nucléaires, 9-13 décembre 1974, Vienne, IAEA, SM 188/12*, pp. 99-113.
- Candès, P., Coulon, R., Doury, A., «Les sites nucléaires en France : principes généraux de sûreté et protection, et résultats d'études récentes», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 169-171.
- Candès, P., Doury, A., «Sûreté des sites nucléaires», *Techniques de l'ingénieur, 1979*, Génie nucléaire, B 3870.
- Candès, P., Slizewicz, P., “L'évaluation des doses engagées pour les populations lors de l'examen des rapports de sûreté des centrales nucléaires françaises”, *Journées d'études sur l'évaluation de la sécurité radiologique des doses à la population et l'application des normes de sécurité radiologique à l'homme et à l'environnement, 20-24 mai 1974, Protoroz, Yougoslavie, IAEA, SM 184/24*, pp. 95-106.
- Candiotti, C., «Le réacteur EL3», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 442-447.
- Cante, Christian, «Qualité et chaudières nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, N°4 Juillet-Août-Septembre 1976, pp. 335-338.
- Cante, Feger, Genevray, Hennion, Moneyron, Monneyron, Normand, Rastoin, Silberstein, Vaujour, «L'assurance de la qualité», *Revue Générale Nucléaire*, N°1 Janvier-Février 1976, pp. 27-36.
- Capel R., Chaubaron, J.F., «La sûreté nucléaire en exploitation. Bilan de l'exploitation des premières tranches PWR 900 MWe d'EDF», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 91-102.
- Capron, Jean-Pierre, «Nucléaire : un bon dossier», *Revue Générale Nucléaire*, 1986, N°5, pp. 440-442.
- Carle, R., Schulhof, P., «La centrale EL4», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 486-492.
- Carle, R., Schulhof, P., Sevin, P., Buttin, J., «Caractéristiques et problèmes de construction d'EL4», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 5, P/40*, pp. 350-356.
- Carlier, Pierre, «Gérer la sûreté du parc électronucléaire», *RGN-Actualités, Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°6, pp. 481-482.
- Carnino, A., Llory, M., Namy, P., Quenee, R., «A first approach of the rare event problem by the study of the reliability of the protective system of the Fessenheim1 PWR reactor», *ENS/ANS Meeting of Nuclear Power Reactors, Brussels, October 16-19, 1978*, Rapport DSN n° 245 (e).
- Carnino, A., «Reliability in a Safety Analysis Method», *Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, IAEA, SM-169/13*.
- Carnino, A., «Utilisation de la fiabilité et des méthodes probabilistes dans le domaine de la sûreté des réacteurs», *BIST-CEA*, N°209, Décembre 1975, pp. 15-21.
- Carnino, A., Coudert, C., Gachot, B., Jubault, G., Greppo, J.F., «Bilan et perspectives des études de fiabilité dans le domaine nucléaire en France», *Conférence internationale sur l'énergie d'origine nucléaire et son cycle du combustible, Salzbourg*

- (Autriche), 2-13 mai 1977, Rapport DSN N°156.
- Carnino, Annick, «Applications des méthodes probabilistes en matière de sûreté nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, N°5 Octobre-Novembre 1976, pp. 406-419.
- Caron, M., «Le développement de l'énergie atomique et l'environnement», *Energie Nucléaire*, Vol. 13, N°6, 1971, pp. 421-427.
- Case, Edson G., "Regulatory Functions - Division of Reactor Standards", *Nuclear News*, November 1967, pp. 47.
- Cassette, P., «Hydrogen production in a PWR during a loca», *IAEA Specialists Meeting on hydrogen behaviour and control and related containment loading aspects, SUZDAL (SSSR), 19-23/09/83*, Rapport DAS n°42.
- Castillejos, P., Marion, B., Pain, C., «La nouvelle salle de commande des centrales nucléaires», *EDF, Direction des Etudes et Recherches, N°Spécial de La Recherche*, Septembre 1990, pp. XXII-XXV.
- Cave, L., «Principles and standards of reactor safety», *Nuclear Engineering International*, April 1973, pp. 365-366.
- Cazamian, M., Chich, Y., Devèze, G., Faure, G., «Approche scientifique de la sécurité du travail (Son ambiguïté, ses fausses routes, ses espoirs)», *Le Travail humain*, tome 34, N°1/1972, pp. 3-18.
- Cerré, P., Mestre, E., Bourdrez, J., «Nouvelles installations industrielles du CEA pour le traitement des déchets radioactifs liquides et solides», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 14, P/88, pp. 228-233.
- Chaboseau, Jean, «Prise en compte de l'expérience et des essais lors des études des turbines à vapeur nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, N°4 Juillet-août-septembre 1976, pp. 322-328.
- Chabrilac, M., «Les problèmes de calcul de l'accident de référence», *Colloque Franco-Soviétique sur la sûreté des réacteurs à eau, Paris, 10-17 janvier 1979*, 21P.
- Chalker, R.G., Savolainen, Ann, "The Role of ANS in Nuclear Standards", *Nuclear News*, November 1967, pp. 26-27.
- Chappelier, A., «La protection contre l'incendie dans les centrales nucléaires», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 109-116.
- Charbonneau, Serge, «Analyse systématique des accidents susceptibles de se produire dans une centrale nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, N°5 Octobre-Novembre 1976, pp.432-436.
- Chassignet, C., «L'informatique de gestion au service de la qualité et de la sûreté dans la réalisation des centrales nucléaires», *Revue Générale Nucléaire* 1980, N°4 Juillet-Août, pp. 338-341.
- Chatoux, J., Denielou, G., Lerouge, B., de Kervenoael, O., «Siloe et Osiris», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 7, P/47, pp. 276-285.
- Chauvez, C., Rossillon, F., «Les réacteurs de recherche français. Présentation»,

-
- Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 439-441.
- Chauvez, C., Rossillon, F., «Utilisation et évolution des réacteurs de recherche du CEA», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 7, P/33, pp. 19-27.
- Chelet, Yves, «Filières nucléaires : les critères de choix», *Atomes*, N°257, Septembre 1968, pp. 511-516.
- Chevallier, J., «Die in Frankreich über den nuklearen Schiffantrieb ausgeführten Arbeiten», *Atompraxis*, Heft 11/12, 1965, pp. 635-636.
- Clefs-CEA-Dossier, «La philosophie de la sûreté nucléaire en France», *Clefs-CEA*, N°3, Octobre 1986, pp. 23-30.
- Clément, B., «Analyse de la sûreté dans les centrales électronucléaires françaises et critères», *Radioprotection*, Vol 10, n°3, 1975, pp. 133-142.
- Clément, B., Feger, M., «Le déclassement des centrales nucléaires», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 163-168.
- Clément, B., Grangetas, J., «Experience in Operating French Nuclear Power Stations: Lessons Drawn from Recent Incidents», *Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973*, IAEA, SM-169/10.
- Cogné, François, «En contrepoint du développement nucléaire : le DSN», *Echos du CEA Groupe*, N°4, 1979, pp. 25-32.
- Cogné, F., «Evolution de la sûreté nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, 1984, N°1, Janvier-février, pp. 18-32.
- Cogné, F., «La sûreté des réacteurs à eau sous pression. Problèmes et études correspondantes», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 89-100.
- Cogné, F., «Rapport sur les incidents dans les installations nucléaires françaises au cours de la mise en exploitation. Période du 1er novembre 1978 au 31 octobre 1979», *Rapport présenté à la réunion annuelle de l'OCDE/CSNI, novembre 1979*, Rapport DSN N° 346.
- Cogné, F., «Rapport sur les incidents dans les installations nucléaires françaises au cours de la mise en service et en exploitation. Période du 1er novembre 1979 au 31 octobre 1980», *Rapport présenté à la réunion annuelle de l'OCDE/CSNI, novembre 1980*, Rapport DSN N° 395.
- Cogné, F., «Safety test facilities. Status, Needs, Future Directions», *International Conference on fast reactor safety, Seattle, August 19-23, 1979*, Rapport DSN N° 296.
- Cogné, F., Oury, J.-M., «La sûreté des réacteurs nucléaires à eau : premier bilan», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp.
- Cogné, F., Starr, C., Muntzing, M., «Sûreté et environnement», *Revue Générale Nucléaire*, N° 3 Juillet-Août 1975, pp. 175-176.
- Cogné, François, «L'accident de Tchernobyl», *Annales des Mines*, Numéro spécial, novembre 1986, pp. 15-30.
- Cogné, François, «Les dates clés», *Contrôle*, N°125, Novembre 1998, pp. 15-17.
- Cogné, François, «Les grands programmes expérimentaux de sûreté des installations

- nucléaires. Avant-propos», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°4, Juillet-Août, p. 328.
- Cohen, Bernard L., «Perspectives on the Nuclear Debate», *Bulletin of the Atomic Scientists*, October 1974, pp. 35-39.
- Cohen, Deniellou, Fortescue, Häfele, Wright, Benedict, Silverman, Thompson, Zinn, Okrent, «Safety of large fast reactors - a round table discussion», *Nucleonics*, février 1966, pp. 62-65.
- Conte, M., «French PWR Safety Philosophy», *KAIF/KNS Conference, Seoul, 29 April - 2 May 1986*, Rapport DAS n° 244.
- Conte, M., Avenas, M., «Développements importants concernant l'analyse de sûreté», *Conférence internationale sur l'expérience acquise dans le domaine nucléo-énergétique. AIEA, Vienne, 13 - 17 septembre 1982*, Rapport DSN N° 577.
- Conte, M., Gouffon, A., Moriette, P., «Prise en compte des ruptures de tubes de gv dans la pratique réglementaire», *Congrès OCDE sur les problèmes de sûreté des générateurs de vapeur, Stockholm, 1-5 Octobre 1984*, Rapport DAS n° 130.
- Conway, John T., «Performance of light water reactors», *Nuclear News*, October 15, 1971, pp. 47-50.
- Coriou, H., «Les problèmes de corrosion localisée dans les réacteurs à eau légère», *Revue Générale Nucléaire*, N°4, Juillet-Août-Septembre 1977, pp. 292-301.
- Coriou, H., et al., «Corrosion Problems Caused by the Use of Steels in the Construction of Steam Generators for Nuclear Reactors», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971*, United Nations, N.Y., 1971, P/576.
- Cornille, Y., «Prévention des accidents graves dans les REP en France», *International symposium on severe accidents in nuclear power plants, IAEA/OECD, Sorrente, Italy, 21-25 march 1988*, Rapport DAS n° 479.
- Cottrell, W. B., «IAEA Symposium on Siting Nuclear Facilities», *Nuclear Safety*, vol. 5., n°1, Fall 1963, pp. 20-31.
- Coudert, Claude, «Les études de fiabilité à Framatome. Exemples d'application», *Revue Générale Nucléaire*, N°5 Octobre-Novembre 1976, pp. 437-443.
- Coudray, M., Perrais, J.P., «Sûreté et exportation des centrales nucléaires», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 123-132.
- Coulon, R., Bouville, A., Planet, J., «Les critères de protection pour le choix des sites», *BIST-CEA*, N°208, Novembre 1975, pp. 19-24.
- Courtaud, Jean-Michel, et Michel Réocreux, «Thermohydraulique et sûreté des réacteurs à eau sous pression», *Clefs-CEA*, N°4, janvier 1987, pp. 32-39.
- Cousinou, Patrick, «Le risque de criticité et sa prévention dans les usines, les laboratoires et les transports», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 54-64.
- Crégut, A., «Le déclassement des installations nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1978, N°3, Juin-Juillet, pp. 166-172.
- Crégut, M., «La mise à l'arrêt définitif des installations», *Echos du CEA Groupe*, N°4, 1979, pp. 33-35.

- Creutz, E., «Nuclear Power, Rise of an Industry», *Bulletin of the atomic scientists*, June 1970, pp. 75-82.
- D'Amato, Anthony A., «Environmental Degradation And Legal Action», *Bulletin of the atomic scientists*, march 1970, pp. 24-26
- Dambier, M., «La prise en compte de la fiabilité humaine dans l'exploitation des installations de propulsion nucléaire des sous-marins», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N°5, Septembre-Octobre, pp. 430-433.
- Dambrine, C., Rozenholc, M., «L'industrie française et les réacteurs rapides», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 512-515.
- Dardere, M., Lyon, M., «Contrôle et commande de la Centrale de Chinon», *Energie Nucléaire*, Vol. 4, N°7, 1962, pp. 582-588.
- Daste, B., «La sûreté dans la fabrication du combustible nucléaire», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 63-76.
- Daubert, A., Jacquet, J., Lebreton, J. C., «La recherche de sites nucléaires de grande puissance compte tenu de l'impact des rejets thermiques sur l'environnement», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 168-169.
- Dautray, R., Leny, J.-C., «Control of a Nuclear Power plant», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 11., P/1195, pp. 344-359.
- Dautray, R., Raievki, V., Arditti, R., «Le réacteur Pégase», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 7, P/48, pp. 287-292.
- Dautray, Robert, «1945-1995 - Le CEA a 50 ans; introduction», *Revue Générale Nucléaire*, 1995, N°5, pp. 327-329.
- Davis, W. K., Cottrell, W. B., «Containment and engineered safety of nuclear power plants», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 13, P/276, pp. 362-373.
- Daw, H., «Problèmes biologiques de portée internationale posés par l'énergie atomique», *Energie Nucléaire*, Vol. 5, N°8, 1963, pp. 555-561.
- Day, Samuel, «Scant Cause for Reassurance», *Bulletin of the Atomic Scientists*, October 1974, p. 4.
- De Jouvenel, Bertrand, «Letter from France : The technocratic Age», *Bulletin of the atomic scientists*, October 1964, pp. 27-29.
- De Rouville, M., Pascal, M., Scalliet, M., «Experience Obtained during Two Years' Operation of the Reactor G1», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 8, P/1132, pp. 18-22.
- Debes, M., «La sûreté en exploitation : les enjeux et les domaines d'action concernés», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, pp. 368-371.
- Debes, M., De Guio, J.M., Louvat, J.P., «Les risques à l'arrêt : comment s'en prémunir»,

- Revue Générale Nucléaire*, 1992, N°1, pp. 31-34.
- Debes, Michel, «La sûreté du parc nucléaire d'EDF : l'indispensable vigilance», *Revue Générale Nucléaire*, 1995, N°4, pp. 265-268.
- Debes, Michel, «La sûreté du parc nucléaire d'EDF. Valorisation par l'expérience et avancées», *Revue Générale Nucléaire*, 1994, N°4, pp. 308-317.
- Debrié, G., Lavie, J. M., Planque, M., Le Meur, R., Mégy, J., Roguin, A., «Détection des accidents de criticité et de rupture de gaines au CEA», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 13, P/85, pp. 244-254
- Defrance, Gustave, «Cas des rejets des industries classiques : politique du ministère de l'environnement», *Contrôle*, N°111, juin 1996, pp. 30-32.
- Delage, M., Giroux, C., «Bilans de sûreté : analyse par les organismes de sûreté», *Cours international à l'INSTN sur les techniques d'évaluation de la sûreté opérationnelle des centrales à eau sous pression, Saclay, 26 novembre-14 décembre 1990*, Rapport DAS n° 763.
- Delange, M., «25 ans de sûreté et de radioprotection dans les usines de retraitement», *Revue Générale Nucléaire*, 1984, N°1, Janvier-février, pp. 38-57.
- Delattre, P., «L'utilisation des piles de recherche pour les programmes du CEA», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 461-466.
- Deloux, M., Laurent, L., «Control of the EDF1 Power Plant», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 11., P/1200, pp. 380-390.
- Delpla, M., et al., «Current Trends in Radiological Protection by Electricité de France in Its Nuclear Power Plants», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971*, United Nations, N.Y., 1971, P/848.
- Denielou, G., Millies, P., «Siloé», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 450-454.
- Denielou, Guy, et Louis Vautrey, «Les réacteurs à neutrons rapides», *La Recherche*, N°31, Février 1973, pp. 143-153.
- Deriot, S., «Impact du risque dans les états d'arrêt sur le calcul des spécifications techniques d'exploitation», *Note interne de la Direction des Etudes et Recherches/EDF*, 93NB00061, Octobre 1992, 16p.
- Detot, M., Hagendorf, M., Lecocq-Bernard, J., Vanhumbeeck, D., «Un petit réacteur de recherche associé à un simulateur d'enseignement», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N°6, Novembre-Décembre, pp. 559-566.
- Deville, A., «Pégase», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 457-460.
- Dietmar, Kuhnt, «Kerntechnischer Ausschluß», *Energiewirtschaftliche Tagesfragen*, 22. Jg. (1972) Heft 5, pp. 220-224.
- Doan, R. L., «Considérations sur la sécurité d'exploitation des réacteurs», *ASME Paper 54-A-71*, traduction EDF N°2056.
- Doireau, M., «Rôle de l'électronique dans l'énergie atomique», *Energie Nucléaire*, vol. 3, N°2, mars-avril 1961, pp. 117-126.

-
- Dollo, R., «Interventions sur les tubes-guides de grappes de contrôle des réacteurs à eau pressurisée (REP 900)», *Radioprotection*, Vol. 20, n°2, 1985, pp. 135-149.
- Dollo, R., «L'intervention des entreprises extérieures dans les centrales nucléaires d'Electricité de France», *Radioprotection*, Vol 21, n°1, 1966, pp. 23-34.
- Domanjoud, P.-M., «Evolution du contrôle-commande et des salles de commande. Synthèse», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°5, septembre-octobre, pp. 347-348.
- Doury, A., «Les sites et la sûreté des installations nucléaires», *BIST-CEA*, N°208, Novembre 1975, pp. 11-18.
- Doury, A., Barbreau, A., Gerard, A., «Etudes récentes concernant les principales agressions d'origine externe et recommandations de sûreté adaptées à la situation européenne», *Journées d'information NUCLEX, Bâle 7-11 octobre 1975*, Rapport DSN N° 83.
- Doury, A., Gerard, R., «Recherche d'un critère d'évaluation de site par la pondération des données radiologiques, météorologiques et démographiques», *Colloque AIEA/AEN sur le choix des sites des installations nucléaires, Vienne 9-13 décembre 1974*, Rapport DSN N°82.
- Dousset, M., «Les principes de la protection contre les rayonnements ionisants», *Echos du CEA Groupe*, N°4, 1979, pp. 11-13.
- Drevon, G., Gelée, M., Wustner, R., «Etudes relatives à la sûreté de Rapsodie», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 43-48.
- Droulers, Y., Wutschig, R., «Enseignements tirés des échanges entre les autorités de sûreté françaises et allemandes. Comparaison des niveaux de sûreté des réacteurs construits dans les deux pays», *Colloque international sur les pratiques réglementaires et les normes de sûreté pour les centrales nucléaires, AIEA, Munich, 7-10 novembre 1988*, Rapport DAS N° 545.
- DSIN, «Anomalies sur les couvercles de cuve de réacteurs à eau sous pression», *Bulletin de la sûreté des installations nucléaires*, N°90, février 1993, pp. 18-21.
- DSIN, «L'approche par états, une nouvelle conduite en situation accidentelle», *Bulletin de la sûreté des installations nucléaires*, N°85, avril 1992, pp. 16-19.
- DSIN, «Le programme «Phébus PF»», *Bulletin de la sûreté des installations nucléaires*, N°95, décembre 1993, pp. 22-23.
- DSIN, «Les lignes de vapeur principales», *Bulletin de la sûreté des installations nucléaires*, N°89, décembre 1992, pp. 18-19.
- Dubreuil-Chambarel, A., Villemeur, A., Berger, J.P., Moroni, J.M., «Etude probabiliste de sûreté «vivante» d'un réacteur à eau pressurisée de 1300 MWe. Méthodologie, résultats et enseignements», *Note interne de la Direction des Etudes et Recherches/EDF*, 92NB00030, Février 1991, 13p.
- Ducamp, F., Ellia-Hervy, A., «Calcul du risque lié aux séquences accidentelles à long terme», *International topical conference on probabilistic safety assessment and risk management, ANS/ENS - «PSA 87», Zurich, 31 août-04 septembre 1987*, Rapport DAS n° 399.
- Duco, J., Del Negro, R., Pelce, J., Réocreux, M., Chagrot, M., Janvier, J.-C., «Comportement du combustible en situation accidentelle; le programme Phébus»,

- Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°4, Juillet-Août, pp. 338-348.
- Duco, J., Reocreux, M., Tattegrain, A., «Severe Accident Research in France», *Eleventh NSRR and severe accident research review meeting, Tokyo, December 11-12, 1987*, Rapport DAS n° 436.
- Duco, J., Rousseau, L., Evrard, J. M., «Assessment of hydrogen risk in French pressurized water nuclear reactors», *IAEA Specialists Meeting on hydrogen behaviour and control and related containment loading aspects, SUZDAL (SSSR), 19-23/09/83*, Rapport DAS n°30.
- Dufresne J., «Etude probabiliste de la rupture de cuve des chaudières nucléaires à eau ordinaire», *Quatrième rapport d'avancement, Période du 15 Septembre 1977 au 15 mars 1978*, Rapport DSN N°216.
- Dufresne, J., «Etude probabiliste de la rupture de cuve des chaudières nucléaires à eau ordinaire», *Troisième rapport d'avancement, Période du 15 Mars au 15 Septembre 1977*, Rapport DSN N°177.
- Dufresne, J., «Some aspects of the research and development programmes on the behaviour of containments during severe accidents», *Réunion de l'AIEA sur le comportement ultime des enceintes, Moscou, 17-21 octobre 1988*, Rapport DAS n° 562.
- Duhamel, F., «Point de vue sur la prévention des accidents d'origine nucléaire», *Radioprotection*, Vol. 1, n°1, 1966, pp. 5-13.
- Duhamel, F., «Radioprotection et sécurité», *Radioprotection*, Vol. 3, n°3, 1969, pp. 193-201.
- Duhamel, F., et al, «Data obtained from Monitoring and Rules for Protection», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 23, P/1138.
- Duhamel, F., Menoux, A., «Les problèmes de radioprotection devant le développement de l'utilisation industrielle de l'énergie nucléaire», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 14, P/87, pp. 139-144.
- Dunster, H. J., «Environmental effects of nuclear power», *Nuclear News*, October 15, 1971, pp. 40-43.
- Duong Bui, H., Rousselier, G., «Les mécanismes de la rupture», *EDF, Direction des Etudes et Recherches, N°Spécial de La Recherche*, Septembre 1990, pp. 34-35.
- Dupraz, B., «La pratique réglementaire française en matière de prise en compte des agressions externes pour les centrales nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1986, N°1 Janvier-Février, pp13-17.
- Dupuis, M. C., «Expérience de fonctionnement des REP : événements significatifs ayant influencé le programme français», *1986 international meeting of nuclear reactor safety committees (ACRS, GPR, RSK, JNPC), Wingspread (Racine, USA), 20-23 octobre 1986*, Rapport DAS n° 310.
- Dupuis, M. C., Cayol, A., Fourest, B., «Evaluation par le DSN des problèmes de sûreté non résolus des PWR», *Conférence ANS/ENS sur la sûreté des réacteurs thermiques, Knoxville (USA), 8-11 avril 1980*, Rapport DSN N° 364 f.

- Dupuis, M. C., Villeroux, C., Lebouleux, P., Oury, J. M., «Introduction progressive du concept de risque dans la réglementation technique et la normalisation française en matière de sûreté nucléaire», *AIEA, Conférence Internationale sur les questions actuelles de sûreté des centrales nucléaires, Stockholm, 20 - 24 octobre 1980*, Rapport DSN N° 402.
- Dürr, Michel, «La dimension éthique du risque nucléaire», *RGN-Actualités, Revue Générale Nucléaire*, 1995, N°4, pp. 302-304.
- Dürr, Michel, «L'Energie Nucléaire en France», in *Guide International de l'Energie Nucléaire 1980*, Editions Olivier Lesourd (tirés à part EDF/Direction de l'Equipement), 1980, 94p.
- Duvaux, Y., « La protection et le contrôle des matières nucléaires : une impérieuse obligation », *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, pp. 219-221.
- Echos CEA, «Protection et sûreté nucléaires», *Echos CEA*, N°3, 1974, pp. 3-8.
- Ekhen, Sigvard, «The International Atom», *Bulletin of the atomic scientists*, June 1970, pp. 56-61.
- Ellis, Mary, "United States of America Standards Institute", *Nuclear News*, November 1967, pp. 38-39.
- Ertaud, André, «Réacteurs d'avant-hier et d'après-demain», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°3, Mai-Juin, pp. 253-263.
- Escatha (d'), Y., Novat, J., «Evolution de l'organisation de la qualité dans l'industrie nucléaire. Point de vue de l'administration», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 121-124.
- Fagnani, F., «La comparaison des effets sanitaires des chaînes énergétiques - Aspects méthodologiques», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°1, Janvier-février, pp. 20-24.
- Fagnani, F., «Méthodologie des études comparatives sur les risques des différentes énergies», *Revue Générale Nucléaire*, 1980, N°2 Mars-Avril, pp.155-156.
- Farmer, F. R., «A Review of the Development of Safety Philosophies», *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 6, 1979, pp. 261-264.
- Farmer, F. R., «La criticité», *Energie Nucléaire*, Vol. 5, N°8, 1963, pp. 573-580.
- Farmer, F. R., «Reactor Safety analysis as related to reactor siting», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 13, P/182, 405-410.
- Farmer, F. R., «Safety Criteria in Atomic Energy», *Proceedings of the First International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1955*, United Nations, N.Y., 1956, P/453, Vol. XIII, pp. 315-318.
- Farmer, F. R., «Un examen de la sûreté des réacteurs à neutrons rapides», *BIST-CEA*, N°162, Septembre 1971, pp. 19-23.
- Farmer, F. R., «Siting Criteria : A new Approach», *Colloque AIEA sur le choix des sites des centrales nucléaires et leur confinement, Vienne, 3-7 avril 1967*, IAEA, STI/PUB/154, SM-89/34, pp. 303-329.
- Farmer, F. R., Fletcher, P. T., Fry, T. M., «Safety Considerations for Gas Cooled

- Thermal Reactors of the Calder Hall Type», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 11., P/2331, pp. 197-201.
- Farmer, F. R., «A British View. Safety and Nuclear Power Plants», *Bulletin of the Atomic Scientists*, November 1971, pp. 47-49.
- Farmer, F. R., «Towards the simplification of reactor safety», *The Journal of the British Nuclear Energy Society*, October 1962, pp. 295-306.
- Fauré, J., «Tchernobyl : site d'un accident nucléaire», *Symposium SFRP et Société Française de Biophysique sur les conséquences médicales de l'accident de Tchernobyl*, Rapport DAS n° 369.
- Faure, J., Duclos, P., Fache, P., Rzepka, J. P., «Tchernobyl. Les interventions et leurs conséquences sur l'installation et l'environnement», *Journée SFEN : L'accident de Tchernobyl : les aspects de sûreté et d'environnement, Paris, 6 mai 1987*, Rapport DAS n°363.
- Faÿs, R., Laurent, L., de Vathaire, F., Plisson, J., Bussi, J., «Sûreté des piles de la filière uranium naturel-graphite-gaz», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., Vol. 13, P/81, pp. 389-396.
- Feld, Bernard T., «The Menace of a Fission Power Economy», *Bulletin of the Atomic Scientists*, April 1974, pp. 32-33
- Feliers, P., Risselin, A., «La radioprotection dans les installations de recherche du CEA», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 61-68.
- Feltin, C., Fourest, B., Libmann, J., «Reactor Feed-back in France», *Conférence internationale sur la sûreté des réacteurs à neutrons thermiques, Chicago, 29.8 - 2.9.1982*, Rapport DSN N° 569e.
- Finlayson, Fred C., «A view from the outside», *Bulletin of the Atomic Scientists*, September 1975, pp. 21-25.
- Finon, Dominique, «SuperPhénix : la dictature de la nécessité», *La Recherche*, N°140, Janvier 1983, pp. 78-82.
- Fitch, S. H., Huston, N. E., Miller, N. C., Saur, A. J., «Integral Safety Devices for Reactors», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 11, P/1080, pp. 186-192.
- Flochel, H., «La sécurité dans les usines génératrices hydroélectriques», *Revue Générale de l'Electricité*, 1955, pp. 277-280.
- Flowers, Brian, «Nuclear Power, a perspective of the risks, benefits and options», *Bulletin of the Atomic Scientists*, march 1978, pp. 21-26.
- Fourest, B., Boaretto, Y., Cayol, A., Droulers, Y., Goudal, M., Oury, J. M., «Impact de l'accident de Three Mile Island sur le programme nucléaire français et sur l'analyse de sûreté», *Conférence ANS/ENS sur la sûreté des réacteurs thermiques, Knoxville (USA), 8 - 11 avril 1980*, Rapport DSN N° 367 f.
- Fournier, J., «Energie nucléaire dans le monde : Conférence internationale sur la sûreté des réacteurs à neutrons rapides», *Energie Nucléaire*, Vol. 9, n°7, novembre 1967, 2

pages.

- France Atome, «Description of Reactors G2 and G3», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 8, P/1134, pp. 334-355.
- Frantzen, Claude, «La sûreté nucléaire en 1995 : une nouvelle année de progrès», *Revue Générale Nucléaire*, 1996, N°4, pp. 21-22.
- Frémont, P., Morange, E., Roubault, J., «Expérience et conceptions d'EDF sur le vieillissement accéléré des matériels électriques de sûreté nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, 1985, N°1, pp. 33-37.
- Frewer, P., Keller, W., "Light or heavy water PWRs", *Nuclear Engineering*, September 1968, pp. 763-766.
- Friz, G., Riebold, W., Lange, D., Megnin, J. C., «Comparaison calcul-expérience simulant divers accidents de dépressurisation», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 190-191.
- Fruchard, Y., Cercy, J., Colome, J., Duco, J. , Malet, J. C., «Etudes expérimentales sur les feux de sodium. Application aux réacteurs», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 196-197.
- Furet, J., «La sécurité de fonctionnement des réacteurs nucléaires», *Bulletin SFE*, 8^e série, tome III, n° 36, décembre 1962, pp. 639-652.
- Furet, J., «La sûreté dans le contrôle des piles atomiques», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 113-127.
- Furet, J., Pupponi, J., «Quelques aspects particuliers du contrôle dans les piles atomiques de puissance», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 4, P/80, pp. 213-219
- Gachot, Bernard, «L'utilisation de la méthode probabiliste à E.D.F», *Revue Générale Nucléaire*, N°5 Octobre-Novembre 1976, pp.420-431.
- Gaillardeau, C., «French Studies of Adsorption by Soils», *Nuclear Safety*, vol 4, n°4, pp. 86-88.
- Gandit, J. M., «Enseignements et actions correctives décidées après l'incident survenu à Bugey 5, le 14 avril 1984», *AIEA - Conférence internationale sur la performance et la sûreté des centrales nucléaires, Vienne, 28 septembre - 2 octobre 1987*, Rapport DAS n° 402.
- Gantenbein, Françoise, et René-Jean Gibert, «Sismique et sûreté des installations nucléaires», *Clefs-CEA*, N°6, juillet 1987, pp. 2-10.
- Gary, Claude, «Les effets de la foudre sur les équipements électriques et nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1986, N°1, pp. 24-39.
- Gaussens, J., «Wirtschaftliche Aussichten der Kernenergie», *Atompraxis*, Vol. 11, Heft 11/12, 1965, pp. 647-657.
- Gaussens, J., et al, «Aspect économique des réacteurs produisant de l'électricité et de la chaleur industrielle», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations*

- Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 6, P/46, pp. 401-408.*
- Gaussens, J., Tanguy, P., et Leo, B., «Quelques aspects économiques de la filière uranium naturel-graphite-gaz», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 5, P/37, pp. 60-66.*
- Gauvenet, A., «La sécurité nucléaire : contrainte ou nécessité de l'exploitation», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, pp. 226-228.
- Gauvenet, A., «Les méthodes d'appréciation des risques en énergie nucléaire - Sont-elles applicables aux risques classiques ?», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°1, Janvier-février, pp. 25-30.
- Gauvenet, A., «Les risques d'accident et leurs conséquences», *Radioprotection*, Vol. 12, n°2, 1977, pp. 131-142.
- Gauvenet, André, «La sécurité dans le groupe CEA», *Echos du CEA Groupe*, N°4, 1979, pp. 2-4.
- Gauvenet, André, «Le scientifique, l'ingénieur et la société moderne», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, n°2 Mars-Avril, pp. 176-184.
- Geesaman, Donald P., Abrahamson, Dean E., «The Dilemma of Fission Power», *Bulletin of the Atomic Scientists*, November 1974, pp. 37-41.
- Gérondeau, Ch., Berthier, M., «Les plans particuliers d'intervention relatifs aux centrales électronucléaires», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 181-186.
- Gey, A., «Sûreté nucléaire et déchets radioactifs», *Radioprotection*, Vol. 14, n°3, 1979, pp. 161-182.
- Gibrat, R., «La ligne du gaz», *Atompraxis* 15, Heft 6, 1969, pp. 412-415.
- Gibrat, R., «Energie nucléaire et civilisation», *Energie Nucléaire*, Vol. 15, N°1, 1973, pp. 7-12.
- Gibrat, R., «Le rôle de l'engineering nucléaire en France», *Atompraxis*, Vol. 9, cahier 8, 1963, pp. 335-336.
- Gibrat, R., «Les problèmes industriels dans le développement de l'énergie nucléaire», *Revue Générale de l'Electricité*, Tome 74, N°2, Février 1965, pp. 149-156.
- Gifford, F. A., «The Vienna Symposium on Containment and Siting of Nuclear Power Plants», *Nuclear Safety*, Vol. 9, No. 2, Mar.-Apr. 1968, pp. 103-106.
- Girard, Y., Gaussot, J., «Production d'électricité d'origine nucléaire. Fiabilité et sûreté», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 13-20.
- Girard, Y., Lourme, P., Naudet, R., «Physique des réacteurs à eau lourde», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 3, P/76.*
- Giraud, André, «Avant-propos [au numéro consacré à la sûreté nucléaire]», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 23-24.
- Giraud, André, «Témoignage», *Energie Nucléaire magazine*, N°12, sept.oct. 1985, pp. 13-14.
- Giraud, B., Candes, P., «Les déchets radioactifs», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976,

pp. 145-162.

- Giraud, J.-P., Guinet, P., Lasne, M., Rieg, C.-Y., Rousselle, H., «Les enceintes des réacteurs à eau sous pression - Enjeux liés au vieillissement», *Contrôle*, N°129, Juin 1999, pp. 58-63.
- Gitterman, Henri, «Reactor Safeguard Systems», *Nucleonics*, October 1965, pp. 56-59.
- Goellner, Jérôme, «La politique de transparence de l'Autorité de sûreté nucléaire : d'une mission d'information à la diffusion de documents bruts et à l'organisation du débat public», *Contrôle*, N°141, Juillet 2001, pp. 74-79.
- Goldschmidt, Bertrand, «Les premiers milligrammes de plutonium», *La Recherche*, N°131, Mars 1982, pp. 366-375.
- Goldschmidt, Bertrand, «Les premiers pas [du CEA]», *Echos du CEA*, octobre 1965, pp. 9-14.
- Goudsaint, Samuel A., «An Irrelevant Debate», *Bulletin of the Atomic Scientists*, march 1977, p. 67.
- Gouffon, A., «Développements concernant les accidents de réactivité sur les REP», *Réunion du comité technique sur les questions de sûreté liées aux accidents provoqués par un transitoire de réactivité, Vienne, du 17 au 20 novembre 1987*, Rapport DAS n° 431.
- Goumoudy, J.-P., Simon, A., «L'accident de Kychtym ou l'histoire d'une catastrophe «secrète»», *Contrôle*, N°110, avril 1996, pp. 44-47.
- Gowing, Margaret, «Reflections on atomic energy history», *Bulletin of the Atomic Scientists*, April 1979, pp. 51-54.
- Graham, Richard H., Boyer, Glenn D., «AEC Steps Up Reactor Safety Experiments», *Nucleonics*, Vol. 14, No. 3, March 1956, pp. 45-48.
- Green, Harold P., «Book Review : *Atomic Shield 1947/1952* by Richard G. Hewlett and Francis Duncan», *Bulletin of the atomic scientists*, january 1971, pp. 48-50.
- Groom, David, «The Siting of Nuclear Power Stations in England and Wales», *J. Inst. Nuc. Eng.*, vol. 13, N°4, July 1972, pp. 99-105.
- Gros, G., Perrault, D., «Ruptures de broches de tubes guides de grappe de contrôle», *5th International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety (Karlsruhe, september 10-13, 1984)*, Rapport DAS n° 103.
- Grouiller, Jean-Paul, et Hervé Toubon, «La criticité des combustibles usés : comment tirer profit des marges créées par leur usure», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 80-86.
- Groupe de Bellerive, «The Nuclear Debate in Europe», *Bulletin of the Atomic Scientists*, September 1979, pp. 11-12.
- Gruhier, Fabien, «La sûreté du nucléaire», *Sciences et Avenir*, N°337, mars 1975, pp. 242-261.
- Grümm, Hans, «Die Sicherheit von Kernkraftwerken», *E und M*, Jahrgang 35, Heft 5, mai 1968, pp. 225-235.
- Grunberger, Ch., Morin, M., «Le traitement des informations à la centrale nucléaire de Chinon EDF3», *Energie Nucléaire*, Vol. 6., N°3, mai 1964, pp. 135-141.

- GSIEN, «Bugey-Fessenheim. Anomalies sur les couvercles de cuve», *La Gazette Nucléaire*, 113/114, Mars 1992, pp. 13-15.
- GSIEN, «Dossier Tchernobyl», *La Gazette Nucléaire*, 173/174, Mai 1999, pp. 18-30.
- GSIEN, «En France, bilan des incidents», *La Gazette Nucléaire*, 50/51, 1983, pp. 20-23.
- GSIEN, «Fessenheim, déjà dix ans», *La Gazette Nucléaire*, 98/99, Décembre 1989, pp. 3-10.
- GSIEN, «Gratter où ça fait mal : l'intérim et les rejets», *La Gazette Nucléaire*, 175/176, Juin 1999, pp. 1-2.
- GSIEN, «La transparence ? Le contrôle qualité et la défense en profondeur ? Des mythes... Dossier établi par Bella Belbéoch. L'exemple des piquages des lignes de vapeur de Fessenheim 1», *La Gazette Nucléaire*, 113/114, Mars 1992, pp. 5-12.
- GSIEN, «Le problème des fissures dans les réacteurs PWR», *La Gazette Nucléaire*, 29, Septembre 1979, pp. 5-8.
- GSIEN, «Quelques réflexions a propos de la sûreté, par Bella Belbéoch», *La Gazette Nucléaire*, 155/156, janvier 1997, pp. 30-31.
- GSIEN, «Tchernobyl (1)», *La Gazette Nucléaire*, 69/70, Juillet-août 1986, 23p.
- GSIEN, «Three Mile Island», *La Gazette Nucléaire*, 50/51, 1983, pp. 10-19.
- GSIEN, «Threee Mile Island», *La Gazette Nucléaire*, 26/27, Mai-Juin 1979, 20p.
- GSIEN, «Un site : Le Pellerin», *La Gazette Nucléaire*, 17, Mai 1978, 11p.
- Gsponer, André, «Les accélérateurs remplaceront-ils les surrégénérateurs ?», *La Recherche*, N°124, Juillet-Août 1981, pp. 866-868.
- Gueben, M., «Essais relatifs à la sécurité et au contrôle de la première centrale nucléaire belge : BR3», *Energie Nucléaire*, Vol. 5, N°6, 1963, pp. 412-425.
- Guénon, C., Laurens Bernard, O., «Protection de la population contre le risque nucléaire. Point des dispositions en vigueur et nouvelles orientations», *Revue Générale Nucléaire*, 1997, N°6, pp. 57-59.
- Guéron, Henri M., «Reflexions on international Security», *Bulletin of the atomic scientists*, September 1966, pp. 32-33
- Guéron, J., «The Lessons to be learned from Euratom», *Bulletin of the atomic scientists*, March 1967, pp. 38-40.
- Guéron, J., «Atomic Energy in Continental Western Europe», *Bulletin of the atomic scientists*, June 1970, pp. 62-68.
- Guillaumat, Pierre, «Témoignage», *Energie Nucléaire magazine*, N°12, sept.-oct. 1985, p. 11.
- Guimbail, H., Auvergnon, F., «Les principaux problèmes de sûreté rencontrés dans la définition du palier PWR 1300 MWe», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 77-82.
- Guitton, J., Morel, J., Chevalier, R., Ricard, B., «DIVA, Système expert d'aide au diagnostic vibratoire», *EDF, Direction des Etudes et Recherches, N° Spécial de La Recherche*, Septembre 1990, p. 23.
- Gunsing, Frank, «La mesure des sections efficaces : les techniques expérimentales et

- l'analyse des données», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 16-21.
- Gustagoon, Philip F., «Nuclear Power and Thermal Pollution : Zion, Illinois», *Bulletin of the atomic scientists*, march 1970, pp. 17-23
- Guttman, Michel, «Le vieillissement des matériaux», *EDF, Direction des Etudes et Recherches, N°Spécial de La Recherche*, Septembre 1990, pp. 36-37.
- Haessler, Maurice, et Michel Schwarz, «Le programme PHEBUS PF : premiers résultats inattendus», *Clefs-CEA*, N°40, automne 1998, pp. 2-14.
- Häfele, Wolf, «Safeguards systems and techniques», *Nuclear News*, October 15, 1971, pp. 44-46.
- Halden, John P., «Hazards of the Nuclear Fuel Cycle», *Bulletin of the Atomic Scientists*, October 1974, pp. 14-23.
- Haldren, John P., «The nuclear controversy and the limitations of decision-making by experts», *Bulletin of the Atomic Scientists*, march 1976, pp. 20-21.
- Halpern, O., «Les exercices interministériels de sécurité nucléaire », *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, pp. 209-214.
- Hamelin, X., «Energie nucléaire et information», *Annales des Mines*, Juin 1980, p. 187.
- Hannothiaux, A., «Le programme nucléaire d'Electricité de France ; I. Panorama général du plan d'équipement nucléaire de l'E.D.F.», *Energie Nucléaire*, Vol. 2, N°5, 1960, pp. 302-305.
- Hébert, J., Demoures, J. Y., Lagorge, M., de Nercy, B., Stein, R., «Le droit de la responsabilité et l'assurance nucléaires considérés dans leurs interférences avec la radioprotection», *Radioprotection*, Vol. 4, n°2, 1969, pp. 89-108.
- Horowitz, J., Roux, J.-P., «Les réacteurs producteurs d'électricité», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 472-475.
- Horowitz, J., Yvon, J., «Launching a Programme of Pressurized Gas Cooled Reactors», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 9, P/343, pp. 115-118.
- Houze, C., Oury, J.-M., «L'importance de la fiabilité humaine pour la sûreté des installations nucléaires : l'expérience française et les enseignements de l'accident de Three Mile Island», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N°5, Septembre-October, pp. 419-423.
- Hug, Michel, «L'électro-nucléaire à l'horizon 2000», *Revue Générale Nucléaire*, 1978, N°2, pp. 96-98.
- Hug, Michel, «Qualité et centrales nucléaires : introduction», *Revue Générale Nucléaire*, N°4, Juillet-Août-Septembre, 1976, p. 296.
- Hurwitz, H. Jr, «La sécurité dans les centrales nucléaires», *Nucleonics*, Mars 1954, pp. 57-61. (traduction SFAC)
- Hutchinson, S., Bradschaw, Jack I.A., «L'incident de Windscale de 1957 et les leçons qui en ont été tirées», *Contrôle*, N°110, avril 1996, pp. 48-50.
- Jacq, Véronique, et Matthieu Schuler, «Le contrôle du vieillissement des centrales nucléaires», *Contrôle*, N°129, Juin 1999, pp. 39-41.
- Jacquin, J.-C, Gheeraert, A., Fontaine, A., Leveque, R., «Application des ordinateurs à

- la surveillance et à la conduite des réacteurs et centrales nucléaires; La centrale des Monts d'Arrée (EL 4)», *Energie Nucléaire*, Vol 10, N°8, 1968, pp. 506-515.
- Jaffres, R., Natta, M., «Analyse des accidents de fusion de cœur et du comportement du confinement sur le réacteur Super-Phenix», *Séminaire franco-soviétique sur la sûreté des surgénérateurs, Obninsk, du 16 au 21 novembre 1987*, Rapport DAS n° 433.
- James, David W., «Who Will Answer ? An Engineer's View of His Social Responsibility», *Nuclear News*, July 1969, pp. 32-34.
- Jamet, Philippe, et Bernard Barrachin, «L'intégrité des structures des centrales nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1988, N°2 Mars Avril, pp. 150-153.
- Jammet, (Dr.), «Un outil d'orfèvre contre les nuisances : le DPR», *Echos du CEA Groupe*, N°4, 1979, pp. 15-24.
- Jammet, H., Mechali, D., Dousset, M., «Problèmes posés par l'élimination des déchets radioactifs et par les accidents nucléaires», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 14, P/870, pp. 187-193.
- Jammet, H., Perrissin, M., «Statistics from Radiological Files», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 23, P/330.
- Japavaire, R., Fouret, B., «An Example of operating experience in France : The Tricastin incident on august 3, 1982», *5th International Meeting on Thermal Nuclear Reactor Safety (Karlsruhe, september 10-13, 1984)*, Rapport DAS n°101.
- Jeanpierre, G., Boussard, R., «Les éléments combustibles des réacteurs EDF», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 476-479.
- Jervis, N. W., «Nuclear Reactor Safety System», *AEI Engineering*, September-October 1962, pp. 222-228.
- Joffre, H., «Information et énergie nucléaire», *Radioprotection*, Vol. 17, n°3, 1982, pp. 145-154.
- Joliot, F., et al., «Dispositif de production d'énergie», *Brevet d'invention N°976.541*, Caisse Nationale de la Recherche Scientifique, 1er mai 1939.
- Joliot, F., et al., «Procédé de stabilisation d'un dispositif producteur d'énergie», *Brevet d'invention N°976.542*, Caisse Nationale de la Recherche Scientifique, 2 mai 1939.
- Joliot, F., et al., «Perfectionnements aux charges explosives», *Brevet d'invention N°971.324*, Caisse Nationale de la Recherche Scientifique, 4 mai 1939.
- Joliot, J.-F., Kowarski, L., von Halban, H.-H., «Perfectionnements aux dispositifs producteurs d'énergie », *Brevet d'invention N°971.384*, Caisse Nationale de la Recherche Scientifique, 30 avril 1940.
- Joliot, J.-F., Kowarski, L., von Halban, H.-H., «Perfectionnements aux dispositifs de production d'énergie», *Brevet d'invention N°971.386*, Caisse Nationale de la Recherche Scientifique, 1er mai 1940.
- Joly, Jérôme, «6 janvier 1981... incendie dans le silo de stockage «Nord-Ouest» de l'usine de retraitement de La Hague», *Contrôle*, N°110, avril 1996, pp. 60-62.

- Josse, H., «La sécurité dans les usines génératrices thermiques», *Revue Générale de l'Electricité*, Tome 64, 1955, pp. 75-80.
- Jouan, R., «L'énergie nucléaire. Incidences sur l'évolution et le développement de l'industrie classique», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 532-536.
- Jouannaud, C., «La sûreté des usines nucléaires», *BIST-CEA*, N°208, Novembre 1975, pp. 41-48.
- Jousselin, A., «Détection des défauts dans les centrales françaises : de la surveillance au diagnostic», *Note interne de la Direction des Etudes et Recherches/EDF*, 95NB00034, Juin 1994, 16p.
- Justin, F., «La sûreté des réacteurs à neutrons rapides», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 117-122.
- Justin, F., Argous, J. P., Giudicelli, A., «Critères de sûreté pour le réacteur SUPER-PHENIX», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 185-186.
- Kasperson, J. X., Kasperson, R. E., Hohenemser, C., Kates, R. W., «Institutional Responses to Three Mile Island», *Bulletin of the Atomic Scientists*, December 1979, pp. 20-24.
- Kaspri-Prost, C., «L'application de procédure accidentelle : cadre de description et d'analyse en contrôle de processus», *Note interne de la Direction des Etudes et Recherches/EDF*, 95NB00133, Août 1994, 8p.
- Kaufmann, O. K., «La future législation relative à l'énergie atomique», *Bull. ASE t.50* (1959), n°3, pp. 121-129.
- Keck, Otto, «Comment est né le programme allemand de surgénérateurs», *La Recherche*, N°95, Décembre 1978, pp. 1146-1148.
- Kieffer, J., «La centrale de Marcoule ; Expérience, résultats et enseignements dans le domaine de la production d'électricité», *Energie Nucléaire*, Vol. 5, N°4, 1963, pp. 250-256.
- Kieffer, J., et al., «Incidents that Occurred to the Reactors of the Ardennes Nuclear Power Plant», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971*, United Nations, N.Y., 1971, P/575.
- Kindackers, K.-H., «Tendenzen in der Entwicklung spezieller Reaktorsicherheitskriterien», *Atomwirtschaft*, August 1972, pp. 428-430.
- Kingsley, S. G., «The licensing of nuclear power reactors in the United States», *The Journal of British Nuclear Energy Society*, janvier 1956, pp. 49-59.
- Knockaert, A., Teste du Bailler, A., «Repair and Restoration to Power of Saint-Laurent I After an Incident of Fuel Melting», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971*, United Nations, N.Y., 1971, P/811.
- Kornbichler, H., «Les réacteurs à eau bouillante en R.F.A.», *Energie Nucléaire*, Vol. 14, N°3, 1972, pp. 190-199.
- Kouts, H. J., «La sûreté des centrales nucléaires actuelles et futures», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, pp. 382-386.

- Kouts, Herbert J., «The future of reactor safety research», *Bulletin of the Atomic Scientists*, September 1975, pp. 32-36.
- Kowarski, Lew, «Consommation et conservation des ressources naturelles en combustibles nucléaires», *Atompraxis*, vol. 11, Heft 9/10, 1965, pp. 507-509.
- Kowarski, Lew, «Zoé : le départ des piles françaises», *Echos du CEA*, octobre 1965, pp.20-23.
- Lachaume, Jean-Luc, «Les actions de l'ASN dans le cadre des autorisations de rejets des INB», *Contrôle*, N°137, novembre 2000, pp. 31-34.
- Lacoste, André-Claude, «La Convention sur la sûreté nucléaire : les leçons pour la France de la première réunion des parties contractantes», *Contrôle*, N°135, Juin 2000, pp. 38-39.
- Lacoste, André-Claude, «Les orientations de la DSIN en matière d'autorisation de rejets des installations nucléaires», *Contrôle*, N°111, juin 1996, pp. 49-50.
- Lacour, J., Rastoin, J., de Robien, E., de Vathaire, F., «Problèmes de sûreté des réacteurs de recherche modérés et refroidis à l'eau ordinaire», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 25-30.
- Lacourly, G., «La protection radiologique : objectifs et analyse économique», *Radioprotection*, Vol. 10, n°2, 1975, pp. 103-119.
- Laffaire, M., Lavie, J. M., «Emission de produits de fission par des combustibles nucléaires fondus ou oxydés», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 83-95.
- Lagrange, V., «Une démarche d'ergonomie de conception pour définir la coopération homme-machine : des propositions pour une conception centrée opérateurs», *Note interne de la Direction des Etudes et Recherches/EDF*, 95NB00190, Avril 1995, 10p.
- Lalere, J., «Les problèmes de sécurité des expériences en pile», *Energie Nucléaire*, Vol. 5, N°6, 1963, pp. 406-411.
- Lamielle, Michel, «Le cadre réglementaire des rejets d'effluents liquides et gazeux et des prélèvements d'eau des installations nucléaires de base», *Contrôle*, N°111, juin 1996, pp. 26-29.
- Lamiral, G., Combe, A., «Données relatives au choix du site de la centrale de Chinon», *IAEA Symposium on criteria for guidance in the selection of sites for the construction of reactor and nuclear research centers, Bombay, March, 11-15, 1963*, SM 39, pp. 467-476.
- Lamiral, G., Laurent, L., Bonnelle, R., Beaujoint, N., Faurot, P., «Les caissons en béton précontraint des réacteurs français de la filière uranium naturel-graphite-gaz carbonique», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 8, P/52, pp. 422-430.
- Lanore, J. M., «The french 900 Mwe PWR PSA results and specificities», *CSNI workshop on applications and limitations of probabilistic safety assessment, Sante Fe, 4-6 septembre 1990*, Rapport DAS n° 731.
- Lanouette, William J., «No longer can the NRC say...», *Bulletin of the Atomic Scientists*, June 1979, pp. 6-8.
- Latarjet, Raymond, «Les risques de la technique avancée : Nucléaire - Comparaison

- des risques», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°1, Janvier-Février, pp. 49-53.
- Laurence, G. C., "Operating Nuclear Reactor Safely", *Meeting on Reactor Siting, Vienna, 14-18 mai 1962, IAEA, STI/PUB/54, SM24*, pp. 135-146.
- Laurent, J.-P., «La maîtrise des rejets des usines du cycle du combustible de COGEMA», *Contrôle*, N°111, juin 1996, pp. 43-44.
- Lavérie, M., Houze, C., Lebouleux, P., «La réglementation technique générale et la normalisation», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 133-143.
- Lavérie, Michel et Michel Avenas, «Les réacteurs à neutrons rapides : le point de vue de la sûreté», *Annales des Mines*, janvier 1984, pp. 47-54.
- Lavérie, Michel, «Avant-propos [au numéro «physique nucléaire et sûreté]», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 2-3.
- Lavérie, Michel, «Sûreté nucléaire : droit de regard et devoir de progrès [editorial]», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, p. 353.
- Lavie, J.-M., Bovard, P., Houze, C., «La sûreté du stockage des déchets de faible et moyenne activité», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 125-132.
- Le Doaré, C., Niel, J.-C., «Le réexamen de sûreté des installations nucléaires», *Contrôle*, N°129, Juin 1999, pp. 49-52.
- Le Maréchal, T., Lucenet, G., Meyer-Heine, A., Chalot, A., Malaval, C., «Problèmes de sûreté posés par la conception et la réalisation de la centrale de Crey-Malville», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975, ANS et SEEN*, p. 187.
- Le Quinio, R., «Concentrations of Pollutants Caused by Emissions at a Single Point : Probabilistic Presentation», *Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, IAEA, SM-169/14*.
- Le Quinio, R., «Le plutonium», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 69-84.
- Leblond, André, «12 janvier 1987... incident à la centrale de Saint-Laurent A», *Contrôle*, N°110, avril 1996, pp. 63-66.
- Leblond, André, et Guy Ferriole, «Mise en service et premier bilan d'exploitation de la centrale nucléaire de Fessenheim», *Revue Générale Nucléaire*, 1978, N°6, Décembre, pp. 460-467.
- Lebouleux, Ph., «Development of French technical Safety Regulations: Safety Fundamental Rules», *Conférence internationale sur la sûreté des réacteurs à neutrons thermiques, Chicago, 29.8 - 2.9. 1982, Rapport DSN N° 570e*.
- Leclerc, J., Maubert, L., Puit, J. C., «La sûreté-criticité dans les installations», *BIST-CEA*, N°208, Novembre 1975, pp. 48-68.
- Lecocq, P., Stricker, L., «Les actions d'EDF pour maîtriser les rejets des installations nucléaires», *Contrôle*, N°111, juin 1996, pp. 41-42.
- Lecorché, P., «Sûreté-criticité», *Annales des Mines*, juin 1980, pp. 37-44.
- Lee, K. N., «Water and Politics in Coastal California. The Diablo Canyon Experience», *Bulletin of the Atomic Scientists*, February 1974, p. 30.
- Legault-Demare, Jean, «Les doses «tolérables» d'irradiation : le débat continue», *La Recherche*, N°31, Février 1973, pp. 169-

- Lelièvre, J., «Réacteurs à eau ordinaire. Problèmes de sûreté et programme d'études correspondantes en France», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 171-173.
- Lelièvre, J., «Réglementation de sûreté», *Techniques de l'ingénieur, 1979*, Génie nucléaire, B 3830
- Lelièvre, Jean, «L'analyse de sûreté et les études correspondantes», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 55-61.
- Lemeur et Henry, «Règles de qualification des équipements électriques importants pour la sûreté», *Revue Générale Nucléaire*, 1985, N°1, pp. 31-32.
- Lenain, Richard, «Des situations maîtrisables par conception : l'exemple de l'accident d'éjection d'une grappe de contrôle», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 41-47.
- Lennox, C. G., Pearson, A., Tunnicliffe, P. R., "Regulation and Protective System Design for Nuclear Reactors", *Meeting on Reactor Siting, Vienna, 14-18 mai 1962*, IAEA, STI/PUB/54, SM24, pp. 449-463.
- Lény, J. C., «Le projet ORGEL», *Atompraxis* 12, Heft 4/5, 1966, pp. 224-230.
- Leny, J.C., Ertaud, A., d'Ayguesvives, Crette, C., Panossian, J., Harde, R., «ESSOR, réacteur d'essais pour les filières à eau lourde développées par Euratom», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 3, P/78.
- Leplat, J., «Fiabilité et sécurité», *Le Travail humain*, tome 45, n°1/1982, pp.101-108.
- Lerouge, B., Bernot, J., «Osiris», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 455-456.
- Levenson, M., Rahn, F., «Estimations réalistes des conséquences des accidents nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N°2, pp. 121-129.
- Levenson, Milton, «Pour une estimation réaliste des émissions radioactives», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°3, pp. 266-268.
- Levêque, P., «Etudes technologiques des fluides caloporteurs», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 8, P/53, pp. 13-21.
- Lewkowitch-Orlandi, A., Schram, J., Neau, E., «Place de l'ergonomie dans un projet d'organisation concernant plusieurs sites industriels. Cas des arrêts de tranche nucléaire pour rechargement», *Note interne de la Direction des Etudes et Recherches/EDF*, 95NB00135, Septembre 1994, 13p.
- L'Homme, A., «Emission et dispersion des produits radioactifs», *Journée SFEN : L'accident de Tchernobyl : les aspects de sûreté et d'environnement, Paris, 6 mai 1987*, Rapport DAS n°368.
- L'Homme, A., Pelcé, J., «French Regulatory requirements concerning severe accidents in PWRs and associated research programme», *International Meeting on light-water reactor. Severe accident evaluation. Cambridge, August 28 - September 1, 1983*, Rapport DAS n°46.
- Lhuillery, A., «Incidence des problèmes d'exploitation sur la conception d'une centrale nucléaire», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne*

- d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 167-168.
- Libmann, Jacques, «L'analyse de sûreté des installations nucléaires», *Clefs-CEA*, N°22, Automne 1991, pp. 24-34.
- Lieberman, J. A., Hamester, H. L., Cybulskis, P., «The nuclear safety research and development program in the United States», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 13, P/282, pp. 3-10.
- Litaudon, J., Martin, J.-J., «Formation du personnel des centrales nucléaires d'Electricité de France», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N4 Juillet-Août, pp.337-340.
- Livolant, M., Barbeau, A., Costes, D., «Protection des centrales nucléaires contre les séismes», *Revue Générale Nucléaire*, N°1 Janvier-Février, 1977, pp. 30-38.
- Livolant, M., Lecomte, C., «La recherche initiée par les accidents nucléaires», *Contrôle*, N°110, avril 1996, pp. 67-70.
- Llory, P., «Introduction à quelques notions générales relatives à l'étude de la fiabilité et de la sûreté des systèmes», *EDF, Bulletin de la Direction des Etudes et Recherches, Série A, Nucléaire, Hydraulique, Thermique*, 1981, N°1, pp. 7-12.
- Lloret, Raoul, «Réacteurs à eau sous pression : la surveillance des cuves», *Clefs-CEA*, N° 18, automne 1990, pp. 26-37.
- Llory, Michel, «Utilisation des méthodes probabilistes dans l'aéronautique et le domaine nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°4, pp. 399-410.
- Llory, Michel, et Armand Colas, «La sûreté et les facteurs humains», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, pp. 372-379.
- Llory, Michel, et Maurice Gomolinski, «L'apport de la recherche et développement dans le domaine des facteurs humains», *Revue Générale Nucléaire*, 1988, N°2, pp. 156-158.
- Lochard, J., «Optimization of Radiation Protection», *Nuclear Safety*, vol. 22, N°4, July-August 1981, pp. 484-485.
- Lochard, J., Maccia, C., Pagès, P., «Cost-Effectiveness Considerations in Reducing Occupational Radiation Exposure in Nuclear Power Plants», *Nuclear Safety*, vol. 24, N°6, November-December 1983, pp. 821-828.
- Lochard, Jacques, et Pierre Pages, «Analyse coût-efficacité et radioprotection du public», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°1, Janvier-février, pp. 43-53.
- Lombard, J., Fagnani, F., «Equity Aspects of Risk Management : Trade-Offs Between Public and Occupational Hazards in the Nuclear Industry», *Nuclear Safety*, vol. 22, N°5, September-October 1981, pp. 570-576.
- Lucenet, Georges, «La sûreté des surrégénérateurs et leur impact sur l'environnement», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°6, Novembre-décembre, pp. 636-646.
- Lurie, R., et al., «Tests on Nuclear Fuel Safety Carried out on the Pegase Reactor», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971*, United Nations, N.Y., 1971, P/580.
- Mabile, J., «La politique française d'approvisionnement d'uranium», *Atompraxis* 15, Heft

- 6, 1969, pp. 402-405.
- Mackenthun, W., "Electricity supply industry", *Nuclear Engineering*, September 1968, pp. 745-748.
- MacPherson, R. E., «Fast Reactor Safety Conference», *Nuclear Safety*, Col. 9, No. 3, May-June 1968, pp. 202-209.
- Magnusson, T., «Principles for Dealing with Safety and Location of Atomic Energy Plants in Sweden», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 11, P/173, pp. 1-5.
- Maillot, B., Goetsch, D., «Etudes de sûreté concernant l'intégrité des composants en acier», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°4, Juillet-Août, pp. 349-354.
- Malet, Jean-Claude, «Eteindre les feux de sodium», *La Recherche*, N°93, Octobre 1978, pp. 903-906.
- Malleroy, Antoine, «Boom nucléaire aux Etats-Unis», *Atomes*, N°236, Octobre 1966, pp. 582-583.
- Malleroy, Antoine, «CEA : un «aggiornamento» paraît inévitable», *Atomes*, N°259, Novembre 1968, pp. 678-680.
- Malleroy, Antoine, «Energie nucléaire : la guerre des filières continue», *Atomes*, N°240, Février 1967, pp. 136-138.
- Malleroy, Antoine, «Euratom : crise ou défaite ?», *Atomes*, N°241, Mars 1967, pp. 207-208.
- Malleroy, Antoine, «L'Europe nucléaire face au défi américain», *Atomes*, N°249, Décembre 1967, pp. 752-753.
- Malleroy, Antoine, «La politique nucléaire française : évolution ou révolution», *Atomes*, N°234, Juillet-Août 1966, pp. 415-416.
- Malleroy, Antoine, «Le nucléaire français saisit sa chance», *La Recherche*, N°46, Juin 1974, pp. 590-591.
- Malleroy, Antoine, «Le programme français de réacteurs rapides : un bon démarrage», *Atomes*, N°263, Mars 1969, pp. 193-197.
- Malleroy, Antoine, «Le virage nucléaire français», *Atomes*, N°272, Janvier 1970, pp. 66-67.
- Malleroy, Antoine, «Les maladies infantiles du nucléaire», *Atomes*, N°254, Mai 1968, pp. 336-338.
- Malleroy, Antoine, «Propulsion... et promotion nucléaires», *La Recherche*, N°54, Mars 1975, pp. 280-281.
- Malleroy, Antoine, «Sur le front du kilowatt nucléaire», *Atomes*, N°232, mai 1966, p. 267.
- Manaranche, Jean-Claude, «Les études expérimentales de criticité», *Clefs-CEA*, N°11, hiver 1988, pp. 2-14.
- Mansoux, H., Merle, J.-P., Tricot, N., «Le combustible en réacteur», *Contrôle*, N°117, juin 1997, pp. 39-42.
- Marchal et Kandal, «Comportement de la centrale nucléaire des Ardennes vis-à-vis des

- incidents de réseau», *Energie Nucléaire*, Vol. 15, N°2, 1973, pp. 109-115.
- Marchal, J.-P., Babinet, L., Géry, A., «La Centrale Nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux», *Atompraxis* 15, Heft 6, 1969, pp. 406-411.
- Marinus, Pierre, «Les irradiations accidentelles», *Atomes*, N° 234, Juillet-août 1966, pp. 417-420.
- Marley, W. G., Fry, T. M., «Hazards from Escape of Fission Products», *Proceedings of the First International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1955*, United Nations, N.Y., 1956, P/394, Vol. XIII, pp. 102-105.
- Martin, D., Bauzit, J., Cante, R., Hébrard, L., «Inflammation dans l'air d'éléments combustibles gainés en magnésium», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 76-82.
- Martin, J.-J., «Problèmes radiologiques des rejets d'effluents liquides en mer», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 165-166.
- Martin, J.-J., «Limites moyennes admissibles de la contamination surfacique», *Revue Générale Nucléaire*, N°4, Juillet-Août-Septembre 1977, pp. 302-306.
- Martin, J.-J., «Rejets radioactifs des centrales nucléaires et environnement», *Radioprotection*, Vol. 10, n°4, 1975, pp. 229-234.
- Martin, J.-J., Fluchère, J., «Les simulateurs de centrales nucléaires à Electricité de France», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N°4, pp. 341-347.
- Martin, M., Roche, R., «Etude de structures nouvelles adaptées aux réacteurs graphite-gaz et eau lourde-gaz», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 8, P/51, pp. 541-547
- Martin, R., «Un nouveau dispositif de manutention», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 480-483.
- Mathey, Michel, «Etude de la fiabilité du système de protection des turbo-alternateurs contre les survitesses», *Revue Générale Nucléaire*, N°4 Juillet-août-Septembre 1976, pp. 328-334.
- Mattera, R., «Les enveloppes de sûreté des réacteurs nucléaires», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 49-75.
- McCarthy, Walter J., Jens, Wayne H., «Enrico Fermi Fast Breeder Reactor. The reactor's fuel damage incident and its significance to future design», *Nuclear News*, November 1967, pp. 54-57.
- McCullough, M., Mills, Mark M., Teller, E., «The Safety of Nuclear Reactors», *Proceedings of the First International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1955*, United Nations, N.Y., 1956, P/853, Vol. XIII, pp. 79-87.
- McCullough, Rogers C., «Experience in the United States with Reactor Operation and Safeguards», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 11, P/1551, pp. 40-49.
- McCune, Francis K., «Nuclear Standards. USASI», *Nuclear News*, November 1967, pp. 37-38.

- McLain, S., Brittan, R.O., "Safety Features of Nuclear Power Reactors", *The American Society of Mechanical Engineers*, paper no. 57-1-265, december 1957, (13p).
- Mégy, J., Conte, F., Goddet, J.L., «Three Years of Phenix Operations», *Nuclear Safety*, vol. 19, N°3, May-June 1978, pp. 369-379.
- Menoux, A., «Problèmes posés par la détection des rayonnements dans le domaine de la protection», *Energie Nucléaire*, vol. 2, N°4, juillet-aôut 1960, pp. 246-249.
- Mercier, J.-P., Debes, M., Hutin, J.-P., Le Coguic, A., «Les visites décennales et la réévaluation de sûreté des centrales nucléaires du premier palier d'EDF», *Revue Générale Nucléaire*, 1990, N°5, pp. 479-481.
- Mertens, «Systèmes psychosociaux et accidents», *Le Travail humain*, tome 33, n° 3-4/1970, pp. 237-250.
- Messiah, A., «La sûreté nucléaire dans les pays étrangers», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 87-94 .
- Metteil, A., «Problèmes posés par l'exploitation des centrales nucléaires», *Energie Nucléaire*, Vol. 13, N°1, 1971, pp. 28-38.
- Meunier, A., Roche, R., Vrillon, B., «Quelques problèmes de sûreté relatifs à un réacteur à tubes de force», *BIST-CEA*, N°63, Juillet 1962, pp. 31-42.
- Meyer Heine, A., Schmitt, A.-P., Aujollet, J.-M., Fortunato, M., Penet, F., Costa, J., Chaudat, H.-P., Simeon, C., «Le programme Scarabée et les expériences associées», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°4 Juillet-Août, pp. 363-370.
- Miannay, D., Dussarte, D., Soulat, P., «La prédiction du décalage de la température de transition fragile-ductile d'après les essais expérimentaux d'irradiation réalisés en France», *14th international symposium on the effects of radiation on materials, ASTM Committee E-10, Andover, Massachussets, USA, 27-30 juin 1988*, Rapport DAS n° 540.
- Michel, M., «La réalisation d'éléments combustibles céramiques pour réacteurs rapides», *Atompraxis* 15, Heft 6, 1969, pp. 416-420.
- Miclin, Philip P., «Environmental Hazard of Nuclear Wastes», *Bulletin of the Atomic Scientists*, April 1974, pp. 36-39.
- Mijuin, Dominique, «L'accident de criticité de Tokaï Mura», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 76-79.
- Milliat, J. P., «Eléments sur la sûreté des centrales nucléaires à eau pressurisée d'EDF», *EDF/Direction de l'Équipement*, Note n°68, JPM/CD, Mai 1976, 38p.
- Millot, Jean-Paul, «CABRI - A Test reactor for Safety Studies», *Nuclear Safety*, vol. 8, n°5, September-october 1967, pp. 455-460.
- Minogue, R. B., "Normes et critères de sûreté des réacteurs en application ou en préparation aux USA", *Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, IAEA, SM-169/46*.
- Moatti, J.-P., «Perception du risque», *Revue Générale Nucléaire*, 1980, N°2 Mars-Avril, p.148-150.
- Mohammadioun, Bagher, «Sites nucléaires : l'analyse du risque sismique», *Clefs-CEA*, N°12, printemps 1989, pp. 15-27.

- Mondin, H., Lavigne, P., Semeria, R., «Quelques aspects fondamentaux de l'ébullition dans les réacteurs nucléaires», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 8, P/55, pp. 247-252.
- Mongon, A., Challe, J., «L'instrumentation à l'Eurochemic, réalisations et recherches», *Atompraxis* 12, Heft 1, 1966, pp. 30-35.
- Moore, Mike, «The Incident at Stagg Field», *Bulletin of the Atomic Scientists*, December 1992, pp. 11-15.
- Morin et Baudry, «Contrôle commande de Bugey I», *Energie Nucléaire*, Vol. 11, N°4, 1969, pp. 246-252.
- Morin, R., «Utilisation d'un ordinateur numérique pour le démarrage et la conduite de la centrale nucléaire EDF 3», *Energie Nucléaire*, Vol. 8, N°5, 1966, pp. 310-316.
- Moroni, J.M., Mosneron-Dupin, F., Villemeur, A., Meslin, T., «Etude sur simulateurs du comportement des opérateurs de centrales nucléaires en situations perturbées», *EDF, Bulletin de la Direction des Etudes et Recherches, Série A, Nucléaire, Hydraulique, Thermique*, 1987, N°1, pp. 69-79.
- Morse, Philip M., «A Team Approach to Energy Planning», *Bulletin of the Atomic Scientists*, march 1977, p. 68.
- Mosneron-Dupin, F., «Facteurs humains et conduite des centrales nucléaires : voies de recherche», *Note interne de la Direction des Etudes et Recherches/EDF*, 93NB00072, janvier 1993, 19p.
- Mosneron-Dupin, F., Villemeur, A., Moroni, J.M., «Méthode d'évaluation de la fiabilité humaine dans une étude probabiliste de sûreté de centrale nucléaire», *Note interne de la Direction des Etudes et Recherches/EDF*, 93NB00040, Avril 1990, 11p.
- Moustacchi, Ethel, «Radioprotection : des batailles d'experts», *La Recherche*, N°53, Février 1975, pp. 174-175.
- Nader, Ralph, et al., «Nuclear Hazards», *Bulletin of the Atomic Scientists*, April 1975, p. 3.
- Naudet, R., «La filière à eau lourde-gaz», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 484-485.
- Nelkin, D., Pollak, M., «French and German Courts on nuclear power», *Bulletin of the Atomic Scientists*, May 1980, pp. 36-42.
- Nelkin, Dorothy, «The Role of Experts in a Nuclear Siting Controversy», *Bulletin of the Atomic Scientists*, November 1974, pp. 29-36.
- Nelkin, Dorothy, «Books Review : *Energy, Ecology, Economy : A Framework for Environmental Policy*, by Gerald Garvey, WW. Norton, NY, 1972», *Bulletin of the Atomic Scientists*, February 1974, pp. 47-49.
- Nenot, Jean-Claude, «Les accidents nucléaires et radiologiques : le bilan en 1991», *Revue Générale Nucléaire-Actualités*, 1991, N°6, pp. 469-474.
- Nicolas, Anne, «Contrôle et pilotage des réacteurs à eau sous pression», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 34-40.
- Niel, Jean-Christophe, «La sûreté du transport des matières radioactives», *Contrôle*,

- N°116, avril 1997, pp. 39-42.
- Niel, Jean-Christophe, «Un peu d'histoire : une relecture des 99 premiers numéros du Bulletin Sûreté Nucléaire», *Contrôle*, N° 100/101, Octobre 1994, pp. 17-19.
- Nimal, Jean-Claude, «Sûreté et puissance résiduelle», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 48-53.
- Novat, Jacques, «Vingt ans de contrôle de la construction nucléaire», *Contrôle*, N°122, Avril 1998, pp. 27-29.
- Nuclear Engineering International, «U.S. reactor licensing, recent developments», *Nuclear Engineering International*, June 1972, pp. 468-472.
- Nuclear News, «National Reactor Testing Station», *Nuclear News*, may 1969, pp. 54-61.
- Nuclear Power - Engineering, «A decade of nuclear power», *Nuclear Power*, 14 October 1966, pp. 669-675.
- Nuclear Safety* Editorial Staff, «IAEA Reactor Safety Symposium», *Nuclear Safety*, vol. 4., n°1, september 1962, pp. 24-29.
- Nuclear Safety* Editorial Staff, «Nuclear Safety at Geneva: A Review of the Nuclear Safety Aspects of the Fourth Geneva Conference», *Nuclear Safety*, Vol. 13, No. 3, May-June 1972, pp. 181-208.
- Nuclear Safety* Editorial Staff, «Review of 1964 Geneva papers related to nuclear safety», vol. 6., n°2, Winter 1964-65, pp. 111-131.
- Nuclear Safety*, «Operating Experiences, Accounts of Resin System Failures : Fontenay-aux-Roses, June 26, 1962 (Occurrence 1)», *Nuclear Safety*, vol. 9, N°5, Sept-Oct. 1968, p. 395.
- Nyer, W. E., Forbes, S. G., Bentzen, F. L., Bright, G. O., Schroeder, F., Wilson, T. R., «Transient Experiments with the SPERT-I Reactor», *Nucleonics*, June 1956, pp. 44-49.
- Okrent, D., Cohen, K. P., Loewenstein, W. B., «Some nuclear and safety considerations in the design of large fast power reactors», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 6, P/267, 137-151.
- Okrent, David, «A Look at Fast Reactor Safety», *Nuclear Safety*, vol. 6, no. 4, Summer, 1965, pp. 317-341.
- Okrent, David, «Quelques commentaires sur les risques collectifs», *Revue Générale Nucléaire*, N°3, 1980, pp. 243-248.
- Olive, Jean, «Les écoulements diphasiques», *EDF, Direction des Etudes et Recherches, N°Spécial de La Recherche*, Septembre 1990, pp. 39-42.
- Oudiz, A., «La notion de risque», *Revue Générale Nucléaire*, 1980, N°2 Mars-Avril, p. 147.
- Oudiz, André, «Sûreté nucléaire et fiabilité humaine», *Clefs-CEA*, N19, Hiver 1990, pp. 22-34.
- Oullion, J., «Impacts des critères ECCS pour les centrales Framatome», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie*

-
- Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, p. 192.
- Oullion, J., «Impacts des critères ECCS pour les centrales Framatome», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, p. 192.
- Owen, Leonard (Sir), «Nuclear Engineering in the United Kingdom - the First Ten Years», *The Journal of British Nuclear Energy Society*, January 1963, pp. 23-32.
- Owens, J. I., Pigott, J. H., "Safety Aspects of Nuclear Reactor Control", *Electrical Engineering*, avril 1955, pp. 306-309.
- Palladino, N. J., "Safety aspects of nuclear power", *Nuclear News*, October 15, 1971, pp. 35-39.
- Palmer, James F., «International Views on Principles and Standards of Reactor Safety», *Nuclear Safety*, Vol. 14, no. 5, September-October 1973, pp. 428-439.
- Parker, G.W., «IAEA Meeting on Reactor siting», *Nuclear Safety*, vol. 3, n°4, june 1962, pp. 12-20.
- Parker, H. M., Healy, J. W., «Effects of a Major Reactor Disaster», *Proceedings of the First International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1955*, United Nations, N.Y., 1956, P/482, Vol. XIII, pp. 106-109.
- Pascal, M., Horowitz, J., Bussac, J., Joatton, M., de Lagge, M., de Meux, M., Martin, M., «General Characteristics and Original Aspects of G2 and G3», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 8, P/1133, pp. 329-333.
- Pascouet, Adrien, «Nuclear-Power-Excursion Simulation in France», *Nuclear Safety*, vol. 7, n°1, Fall, 1965, pp. 20-25.
- Pasquier, J.-L., Vidal, J.-P., «Le contrôle des rejets des installations nucléaires de base et le suivi de l'environnement», *Contrôle*, N°111, juin 1996, pp. 35-37.
- Patterson, Walter C., «Harrisburg ist überall», *Bulletin of the Atomic Scientists*, June 1979, pp. 9-11.
- Patterson, Walter C., «The Windscale Report, a nuclear Apologier», *Bulletin of the Atomic Scientists*, June 1978, pp. 45-46
- Pauling, Linus, «Nuclear Fission Is Not the Answer», *Bulletin of the Atomic Scientists*, march 1977, p. 66.
- Pearson, A., Siddall, E., Tunnicliffe, P. R., «The Control of Canadian Nuclear Reactors», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 11, P/213, pp. 372-379.
- Pelcé, J., Noc, B., Charbonneau, S., «Advances in French Safety Studies on Pressurized Water Reactors», *European Nuclear Conference, Hamburg, 6-11 May, 1979*, 20p.
- Pelcé, J., L'Homme, A., Bailly, J., «Programmes de recherche et développement en France sur les accidents graves dans les réacteurs à eau sous pression», *International symposium on severe accidents in nuclear power plants, IAEA/OECD, Sorrente, Italy, 21-25 march 1988*, Rapport DAS n° 477.
- Pelcé, J., Ringot, C., «Etudes de sûreté», *Techniques de l'ingénieur*, 1979, Génie

nucléaire, B 3860.

Pelissier-Tanon, A., Vagner, J., Devaux, J. C., «Application de la mécanique de la rupture aux cuves des réacteurs à eau sous pression», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 38-39.

Pellerin, P., «Le contrôle des rejets radioactifs par la Santé publique», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 159-180.

Pellerin, P., Moroni, J.P., «Installations nucléaires et protection de l'environnement», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 62-70.

Pellerin, Pierre, et Marie-Eve Gahinet, «Organisation du contrôle des rejets radioactifs par la Santé publique», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, pp. 194-203.

Perrin, Francis, «Vingt ans après», *Echos du CEA*, octobre 1965, pp. 42-48.

Petit, J., «Sûreté des réacteurs», *Techniques de l'ingénieur*, 1979, Génie nucléaire, B. 3820.

Petit, Jean, «Avant-Propos [au numéro consacré à l'accident de Tchernobyl]», *Clefs-CEA*, N°3, Octobre 1986, pp.2-3.

Phillips, J.-L., «Le réacteur rapide de Dounreay», *Energie Nucléaire*, Vol. 4, N°1, 1962, pp. 10-15.

Piechowski, J., Coquin, Y., «L'impact sanitaire des rejets des installations nucléaires», *Contrôle*, N°111, juin 1996, pp. 33-34.

Piechowski, J., Masse, R., Coquin, Y., «La protection sanitaire en cas d'accident nucléaire», *Contrôle*, N°108, décembre 1995, pp. 38-39.

Polach, Jaroslav G., «Nuclear Power in Europe at the Crossroads», *Bulletin of the atomic scientists*, october 1969, pp. 15-18.

Poletti, Bernard, «Sécurité nucléaire et coopération internationale», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, pp. 222-223.

Pollak, Michael, «Qui veut de Kalkar ?», *La Recherche*, N°140, Janvier 1983, pp.76-78.

Pottier, P., et al., «Progress in Treatment and Packaging Techniques for Effluents from Research Centers», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971*, United Nations, N.Y., 1971, P/621.

Pradel, J., «Les aspects pratiques de la protection contre les radiations dans les laboratoires utilisant les radioéléments», *Energie Nucléaire*, vol. 1, N°3, Mai-juin 1959, pp. 77-84.

Pradel, J., Billard, M., «Risks in Handling of Thorium Compounds», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 23, P/338.

Pradel, J., Candès, P., «Stockage des déchets», *Techniques de l'ingénieur*, 1979, Génie nucléaire, B 3840.

Pradel, J., Koch, L., «La radioprotection dans les mines d'uranium», *Annales des Mines*, Mars-Avril, 1976, pp. 37-46.

Prêtre, S., «De l'influence de facteurs socio-culturels sur la conception de la sécurité», *Radioprotection*, Vol 24, n°3, 1989, pp. 215-224.

- Primack, J., von Hippel, F., «Nuclear Reactor Safety. The origins and issues of a vital debate», *Bulletin of the Atomic Scientists*, October 1974, pp. 5-11.
- Primack, Joel, «Nuclear Reactor Safety. An introduction to the issues», *Bulletin of the Atomic Scientists*, September 1975, pp. 15-19.
- Procaccia, M., Philippe, J. M., «Méthodes et techniques d'évaluation probabiliste de la sûreté des centrales nucléaires», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 178-179.
- Prouillac, Lerat, Janoir, «Prise en compte de la fiabilité humaine dans la conception des centrales nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N°5, Septembre-Octobre, pp. 434-440.
- Puit, Jean-Claude, «Les accidents de criticité», *Contrôle*, N°110, avril 1996, pp. 33-37.
- Py, J. P., «Différences de conception entre les centrales PWR Framatome et Westinghouse», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, pp. 17-18.
- Quéniart, Daniel, «La sûreté dans les années 1990», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, pp. 358-361.
- Quéniart, D., «L'approche de sûreté des réacteurs à eau en France», *KTG - Seminar Reaktortechnik und Reaktorsicherheit in Frankreich, Mayence, 10 mars 1987*, Rapport DAS n°359.
- Quéniart, D., «Nuclear Safety in France», *PWR : the Present and Future of Europe's Nuclear Energy, Londres, 6-7 novembre 1989*, Rapport DAS n° 669.
- Quéniart, D., «Sûreté nucléaire et règlements techniques», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 47-54.
- Quéniart, D., Dore, A., Jastrzeb, M., «Procédures d'autorisation de la mise en service de la centrale nucléaire de Fessenheim (PWR 900 MWe)», *Réunion de spécialistes sur les procédures d'examen réglementaires en matière d'autorisation, OCDE/AEN, Madrid du 7 au 9 novembre 1979*, Rapport DSN N° 327.
- Quéniart, D., «La dynamique des accidents nucléaires», *Contrôle*, N°132, Janvier 2000, pp. 48-51.
- Quéniart, D., «L'accident de Tchernobyl», *Contrôle*, N°110, avril 1996, pp. 54-57.
- Quéniart, D., «Les bases techniques des plans d'urgence», *Contrôle*, N°108, décembre 1995, pp. 30-33.
- Quéniart, D., «Qualité et sûreté des installations nucléaires : le rôle de l'Administration», *Revue Générale Nucléaire*, N°4 Juillet-Août-Septembre 1976, pp. 302-307.
- Quinot, E., «Le phénomène accident. Essai sur l'évolution des idées et des attitudes», *Le Travail humain*, tome 42, n°1/1979, pp. 87-104.
- Ramey, James T., «Nuclear Standards. AEC», *Nuclear News*, November 1967, p. 40.
- Rapport DAS n° 327, «Examen des problèmes de sûreté liés à l'état des générateurs de vapeur des tranches 900 et 1300 MWe en exploitation», Réunion du 12 février 1987.
- Rapport DSN 575, «Examen de l'anomalie relative aux broches de centrage des tubes

- guides de grappes des centrales PWR», Octobre 1982, Rapport DSN N° 575.
- Rapport DSN N°553, «Fissuration sous revêtement et marges de sécurité vis-à-vis de la rupture de la cuve», 1982, Rapport DSN N° 553.
- Rasmussen, N. C., (condensé par Gey, A.), «Une évaluation des risques dûs à un accident dans les installations nucléaires commerciales aux Etats-Unis, rapport Wash-1400», *Radioprotection*, Vol. 9, n°4, 1974, pp. 325-332.
- Rasmussen, Norman C., «The safety study and its feedback», *Bulletin of the Atomic Scientists*, September 1975, pp. 25-28.
- Reuss, Paul, «Les phénomènes neutroniques», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 4-15.
- Reuss, Paul, «Réactions nucléaires et contre-réactions», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 30-33.
- Reygrobelle, Bernard, «Les rejets des centrales nucléaires d'EDF», *Contrôle*, N°137, novembre 2000, pp. 47-52.
- RGN Hors-série, «Le Nucléaire en questions», *Revue Générale Nucléaire*, 1977, pp. 93-117.
- RGN, «Les nouvelles techniques de contrôle-commande et leur application aux centrales nucléaires en particulier 1300 MW», *Revue Générale Nucléaire*, 1980, N°3, pp. 218-229.
- RGN, «Les risques sanitaires des différentes énergies, Compte-rendu du colloque organisé à Paris les 24, 25 et 26 janvier 1980», *Revue Générale Nucléaire*, 1980, N°2 Mars-Avril, p. 146.
- RGN, «Table Ronde sur la fiabilité humaine, Compte-rendu des discussions», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N°5, Septembre-Octobre, pp. 467-470.
- RGN-Actualités, «Incident de Phénix : Les premières conclusions», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°3, p. 298.
- RGN-Actualités, «Jean Bourgeois nous a quittés», *Revue Générale Nucléaire*, 1992, N°2, p. 167.
- RGN-Actualités, «Le débat nucléaire en France. Points de vue sur quelques questions controversées. Un entretien avec Alexis Déjou, André Gauvenet et Pierre Tanguy», *Revue Générale Nucléaire*, N°2, mars-avril 1976, pp. 149-158.
- RGN-Actualités, «Le simulateur post-accidentel SIPA», *Revue Générale Nucléaire*, 1992, N°2, pp. 162-164.
- RGN-Actualités, «L'IPSN a deux ans», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°1, Janvier-février, pp. 73-74.
- RGN-Actualités, «Programmes nucléaires. Politiques nucléaires américaine et française. Un entretien avec Michel Hug, directeur de l'équipement», *Revue Générale Nucléaire*, N°6 Décembre 1976, pp. 527-529.
- RGN-Actualités, «Tchernobyl à l'examen des experts internationaux», *Revue Générale Nucléaire*, 1986, N°4, pp. 354-357.
- RGN-Actualités, «Tchernobyl, Le point de vue des experts européens», *Revue Générale Nucléaire*, 1986, N°6, pp. 533-534.

-
- RGN-Actualités, «Un «oui» mesuré au nucléaire assorti d'un «mais» qui traduit inquiétude et méfiance», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°4, Juillet-Août, pp. 411-415.
- Rhode, Gerald K., «New AEC guide simplifies Tech Specs», *Power*, december 1967, pp. 125-127.
- Ribeill, Georges, «Sur la théorie des « catastrophes «», *La Recherche-livres*, N°44, Avril 1974, pp. 396-397.
- Richardson, John A., «Summary comparison of West European & US licensing regulations for LWR's», *Nuclear Engineering International*, February 1976, pp. 32-44.
- Richardson, J. A., «Description of Siting Methods Used for Nuclear Power Plants in the UK. Reported Radioactive Releases Since 1956», *ASME-Paper*, 72-WA/NE-4, 1973, 13p.
- Richardson, Robert A., «The Selling of the Atom», *Bulletin of the Atomic Scientists*, October 1974, pp. 28-35.
- Rico, Marc, «L'examen du palier N4 par l'Autorité de sûreté», *Contrôle*, N° 107, octobre 1995, pp. 26-31.
- Ringot, C., «Etudes techniques de sûreté», *BIST-CEA*, N°209, Décembre 1975, pp. 5-14.
- Ringot, Claude, «French Safety Studies of Pressurized-Water Reactors», *Nuclear Safety*, Vol. 19, N°4, July-August 1978, pp. 411-427.
- Rippon, S.E., «Light water reactor safety. Review of WASH-1250», *Nuclear Engineering International*, January 1974, pp. 25-30.
- Rittenhouse, David I., «Book Review : *The careless Atom*, by Sheldon Novick, Houghton Mifflin, Boston, 1969; *The perils of the Peaceful Atom*, by Richard Curtis and Elizabeth Hogan, Doubleday, NY, 1969», *Bulletin of the atomic scientists*, february 1970, pp. 50-54.
- Robert, E., Hustachee, J., Sevin, P., «Les circuits de gaz carbonique dans les centrales nucléaires», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique*, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 8, P/94, pp. 548-559.
- Robin, A., Léo, B., Renou, J., Gauvenet, A., «Effects on Environment - Public Relations», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy*, Geneva, 1971, United Nations, N.Y., 1971, P/681.
- Rocard, Yves, «La naissance de la bombe atomique française», *La Recherche*, N°141, Février 1983, pp. 198-208.
- Rochlin, Gene I., «Le stockage des déchets nucléaires», *La Recherche*, N°122, Mai 1991, pp. 594-603.
- Rose, R., «Enseignements tirés de la marche expérimentale du réacteur à eau lourde bouillante (HBWR) de Halden», *Energie Nucléaire*, Vol. 8, N°4, 1966, pp. 219-237.
- Rossillon, F., Chauvez, C., «Aperçu général sur les dispositifs expérimentaux et les moyens de mesure de flux utilisés dans les piles de recherche du CEA», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique*, Genève, 1964, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 7, P/34, pp.

28-37.

- Rouanet, Henri, «Les plans de protection des populations relatifs aux centrales nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, pp. 206-208.
- Roussel, F., «Radioprotection du personnel dans les centrales nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1984, N°1, Janvier-février, pp32-37.
- Roux, J.-P., «Développement de la filière à uranium naturel-graphite-gaz d'EDF1 à EDF4», *Revue Générale de l'Electricité*, Tome 74, N°3, Mars 1965, pp. 239-251.
- Roux, J.-P., «Les réalisations et les projets d'EDF dans le domaine nucléaire», *Revue Générale de l'Electricité*, 1958, pp. 351-364.
- Roux, J.-P., Bienvenu, C., «The Chinon Nuclear Power Plant EDF1 and EDF2», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1958, Vol. 8, P/1135, pp. 356-379.
- Safety Series N° 106 Safety reports, «The role of Probabilistic Safety Assessment and Probabilistic Safety Criteria in Nuclear Power Plant Safety», *IAEA, Vienna, 1992*, (STI/PUB/911), 17p.
- Safety Series N° 111-F, «The Principles of Radioactive Waste Management», (*A publication within the Radwaste Programme*), *IAEA, Vienna, 1995*. STI/PUB/989 (6 A 21 917)
- Safety Series N° 50-P-1, «Application of the Single Failure Criterion. A safety practice» (*A publication within the Nuss Programme*), *IAEA, Vienna, 1990*, (STI/PUB/819), 62p.
- Safety Series N° 50-P-10, «Human Reliability Analysis in Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants» (*A publication within the Nuss Programme*), *IAEA, Vienna, 1995*. (STI/PUB/994) (6 A 23 101)
- Safety Series N° 50-SG-012, «Bilan périodique de la sûreté des centrales nucléaires en service. Guide de sûreté», *IAEA, Vienna, 1997*.(STI/PUB/963) 48p.
- Safety Series N° 50-SG-D5 (Rev.1), «External Man-induced Events in Relation to Nuclear Power Plant Design. A Safety Guide», (*A publication within the Nuss Programme*), *IAEA, Vienna, 1996*.
- Safety Series N° 50-SG-D8, «Safety-Related Instrumentation and Control Systems for Nuclear Power Plants. A Safety Guide», *IAEA, Vienna, 1984*, (STI/PUB/678), 48p.
- Safety Series N° 75-INSAG-3. «Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants» (*A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group*), *IAEA, Vienna, 1988*, (STI/PUB/802), 74p.
- Safety Series N° 75-INSAG-5, «INSAG-5. The Safety of Nuclear Power» (*A report by the international nuclear safety advisory group*), *IAEA, Vienna, 1992*, (STI/PUB/910), 82p.
- Saglio, J. F., «Implantation des centrales nucléaires et environnement», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 139-144.
- Saint-Raymond, Philippe, «Le contrôle de la sûreté des installations nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, 1997, N°6, pp. 48-50.
- Saint-Raymond, Philippe, «L'Autorité de sûreté : la construction d'un système de contrôle», *Contrôle*, N°125, Novembre 1998, pp. 8-12.

- Saint-Raymond, Philippe, «Le contrôle de la sûreté nucléaire en France», *Contrôle*, N° 106, août 1995, pp. 32-37.
- Saint-Raymond, Philippe, «Le rôle de l'Autorité de sûreté en cas de crise nucléaire», *Contrôle*, N° 108, décembre 1995, pp. 34-37.
- Saitcevsky, B., «Les principaux problèmes de sûreté rencontrés dans la centrale de Creys-Malville», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 83-90.
- Saitcevsky, B., Gaussoit, D., «Les appareils de chargement et déchargement du combustible dans les réacteurs uranium naturel-graphite-gaz», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 8, P/54, pp. 512-521
- Salvatores, Massimo, et Eric Fort, «Améliorer et compléter les données nucléaires indispensables aux neutrociens», *Clefs-CEA*, N°45, Automne 2001, pp. 22-29.
- Sandon, Gilbert, «La rupture d'un tube de générateur de vapeur du réacteur 2 de Mihama au Japon», *Contrôle*, N°110, avril 1996, pp. 29-32.
- Santarini, Gérard, «La corrosion sous contrainte des alliages de nickel», *Clefs-CEA*, N°38, printemps 1998, pp. 30-42.
- Saulnier, M., «La mise au point des éléments combustibles métalliques des réacteurs de puissance de la filière graphite-gaz carboniques», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 523-526.
- Saur, Jean-Marc, «13 mars 1980... incident sérieux sur la deuxième tranche de Saint-Laurent A», *Contrôle*, N°110, avril 1996, pp. 58-59.
- Savornin, J., «Historique de la prise en compte du risque incendie dans les installations nucléaires. Analyses d'incidents survenus», *SFEN, Paris, 22 avril 1986*, Rapport DAS n° 385.
- Savoyant, M., Ladure, P., «Une méthode d'approche des problèmes de sécurité dans un système socio-technique», *Le Travail humain*, tome 35, n°2/1972, pp. 219-232.
- Scapin, D., «Ergonomie des dialogues homme-ordinateur, Revue de question», *Le Travail humain*, tome 43, n°2/1980, pp. 275-292.
- Scheinman, Lawrence, «Safeguarding Nuclear Material», *Bulletin of the Atomic Scientists*, April 1974, pp. 34-35
- Scherrer, J., «Sûreté des installations nucléaires : le contrôle des pouvoirs publics», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, pp. 354-357.
- Schmitt, A.-P., Meyer Heine, A., Seiler, L., Barbry, J., Chaudat, J.-M., Dupoy, J.-M., «Le programme Cabri et les programmes associés», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°4, Juillet-Août, pp. 355-362.
- Schmitz, Paul, et Roger Griffin, «Power Reactor Containment», *Nucleonics*, October 1965, pp. 41-55.
- Schuler, M., Merle, P., «Cuve : de progrès en surprises», *Contrôle*, N°129, Juin 1999, pp. 53-57.
- Sclove, Richard, «Book review : *Risk Assessment Review Group Report to the US Nuclear Regulatory Commission*, by H. W. Lewis and others, US NRC

- (NUREG/CR-0400), 1978», *Bulletin of the Atomic Scientists*, February 1978, pp. 46-47.
- SCSIN, « Accident de TMI : bilan des actions engagées en France sur les tranches REP de 900 MWe », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°49, janvier-février 1986, pp. 9-10.
- SCSIN, « Etudes ou mesures à engager à la suite de l'accident de Tchernobyl », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°52, juillet-août 1986, pp. 13-14.
- SCSIN, « Le comportement en service des tubes des générateurs de vapeur des centrales nucléaires à eau sous pression de 900 Mwe », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°54, novembre-décembre 1986, pp. 11-12.
- SCSIN, « Nucléaire : éclairer... l'opinion. Point de vue de Michel Lavérie, chef du SCSIN », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°69, août 1989, pp. 14-15.
- SCSIN, « Accident survenu à la centrale de Three Mile Island 2 le 28 mars 1979 », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°8, mars-avril 1979, pp. 5-8.
- SCSIN, « Anomalie de fabrication du générateur de vapeur n°76 », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°34, Juillet-août 1983, p. 8.
- SCSIN, « Anomalie générique sur les pressuriseurs des réacteurs de 1300 Mwe », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°71, décembre 1989, pp. 16-17.
- SCSIN, « Anomalie relative aux broches de maintien des tubes guides de grappe de contrôle des tranches comportant un réacteur à eau pressurisée », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°25, janvier-février 1982, p. 8.
- SCSIN, « Anomalies d'études concernant les tranches nucléaires comportant un réacteur à eau pressurisée », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°23, septembre-octobre 1981, p. 10.
- SCSIN, « Centrale nucléaire de Saint-Laurent des eaux «A», dépannage de la tranche N°2 en vue de sa remise en service », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°27, mai-juin 1982, p.9.
- SCSIN, « Centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux «A», travaux de remise en état de la tranche N°2 », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°19, janvier-février 1981, pp. 6-7.
- SCSIN, « Comportement en service des tubes de générateurs de vapeur. Résultats de l'expertise des tubes extraits en juin 1985 sur la tranche 1 de Dampierre », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°47, septembre-octobre 1985, p. 12
- SCSIN, « Conséquences et actions entreprises sur le plan français à la suite de l'accident survenu à la centrale de Three Mile Island 2 le 28 mars 1979 », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°9, mai-juin 1979, p. 6.
- SCSIN, « Défauts sur les soudures de tuyauteries des lignes principales de vapeur des réacteurs à eau sous pression », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°34, juillet-août 1983, p. 9.
- SCSIN, « Fuite du barillet de stockage de la centrale nucléaire de Creys-Malville », *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°56, mars-avril 1987, pp. 10-11.
- SCSIN, « La fissuration sous revêtement de certaines pièces chaudronnées des

-
- chaudières nucléaires à eau», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°28, juillet-août 1982, pp. 9-12.
- SCSIN, «La fissuration sous revêtement des plaques tubulaires de générateur de vapeur et des tubulures de cuve des chaudières nucléaires à eau», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, Supplément au N°11, septembre-octobre 1979, pp. 9-12.
- SCSIN, «La fissuration sous revêtement des plaques tubulaires de générateur de vapeur et des tubulures de cuve des chaudières nucléaires à eau : rappels et point des conclusions techniques», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°17, octobre-novembre 1980, pp. 9-12.
- SCSIN, «L'accident de Tchernobyl (situation au 12 mai)», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°50, mars-avril 1986, pp. 11-12.
- SCSIN, «L'arrêt décennal de Fessenheim», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°68, juin 1989, pp. 13-14.
- SCSIN, «Le Bulletin SN : pour qui et comment le rédiger ? par Michel Lavérie, chef du SCSIN», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°61, janvier-février 1982, pp. 1-2.
- SCSIN, «Le redémarrage de Superphénix», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, Supplément au N°66, février 1989, 8p.
- SCSIN, «Le remplacement des générateurs de vapeur du réacteur 1 de Dampierre», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°74, mai 1990, pp. 18-19.
- SCSIN, «Les défauts sous revêtement au réchauffage de certaines pièces chaudronnées des centrales PWR», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°23, septembre-octobre 1981, p. 9.
- SCSIN, «Les relations entre autorité de sûreté et exploitants d'installations nucléaires», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°65, décembre 1988, pp. 12-13.
- SCSIN, «L'incident survenu à Bugey 5 le 14.04.1984», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°40, juillet-août 1984, pp. 8-9.
- SCSIN, «Microbillage des tubes de générateur de vapeur des tranches REP 900 MWe», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°46, Juillet-août 1985, pp. 10-11.
- SCSIN, «Parc nucléaire, les enjeux de la maintenance», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°79, avril 1991, pp. 15-17.
- SCSIN, «Protection du circuit primaire principal des chaudières à eau pressurisée contre les surpressions», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°24, novembre-décembre 1981, p. 9.
- SCSIN, «Réaction sodium-eau sur le générateur de vapeur n°2 de la centrale Phénix», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°27, mai-juin 1982, p. 10.
- SCSIN, «Suite de l'accident survenu à la deuxième tranche de la centrale de Three Mile Island le 28 mars 1979», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°13, janvier-février 1980, pp. 6-7.
- SCSIN, «Un exemple de retour d'expérience : leçons tirées de l'incident survenu à Bugey 5 le 14 avril 1984», *Bulletin sur la sûreté des installations nucléaires*, N°58,

- juillet-août 1987, pp. 12-13.
- Seaborg, Glenn T., «Need We Fear Our Nuclear Future ?», *Bulletin of the atomic scientists*, January 1968, pp. 36-39.
- Seaborg, Glenn T., «Résumé des travaux de la conférence», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 1, pp. 394-397.
- Sené, Monique, «Point de vue. Entretien sur la sûreté des réacteurs du futur», *Contrôle*, N° 195, juin 1995, pp. 46-47.
- Sené, Raymond, «Expertises diversifiées : décennales de Fessenheim», *Contrôle*, N°129, Juin 1999, pp. 73-74.
- Servant, Jean, «Allocution au 7ème congrès de la société française de radioprotection, Versailles, 28-31 mai 1974», *Radioprotection*, Vol. 9, n°2, 1979, pp. 159-164.
- Servant, J., «La sûreté nucléaire au Ministère du Développement industriel et scientifique», *Revue Française de l'Energie*, n° 254, juin 1973, 6p.
- Servant, J., «Pratique et évolution des procédures d'autorisation et de la réglementation nucléaire en France», *Communications de la Première Conférence de la Société Européenne d'Energie Nucléaire, Paris, 21-25 Avril 1975*, ANS et SEEN, Vol. 10, pp. 34-39.
- Servant, J., «Prescriptions réglementaires et pratique administrative en matière de sûreté des installations nucléaires», *Conférence Internationale sur l'énergie d'origine nucléaire et son cycle du combustible, Salzbourg (Autriche), 2-13 mai 1977*, AIEA, (tiré à part), 23 p.
- Servant, J., «Avant-propos [au numéro consacré à la sûreté nucléaire],» *Annales des Mines*, janvier & 974, pp. 11-12.
- Servant, J., «Conclusions [au dossier sur la fiabilité dans la conception des turbines à vapeur]», *Revue Générale Nucléaire*, N°4 Juillet-août-Septembre 1976, pp. 346-347.
- Servant, J., «La sécurité nucléaire en France», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 23-34.
- Servant, J., «Introduction [au dossier sur l'approche probabiliste de la sûreté des réacteurs nucléaires]», *Revue Générale Nucléaire*, N°5 Octobre-Novembre 1976, pp.390-391.
- Service d'Evaluation de Sûreté des Piles, «L'analyse de sûreté des réacteurs de puissance. Principes généraux et applications pratiques», *BIST-CEA*, N°208, Novembre 1975, pp. 25-35.
- Shaw, Milton, «AEC Program In Nuclear Standards. Division of Reactor Development and Technology», *Nuclear News*, November 1967, pp. 41-44.
- Shoupp, W. E., «Nuclear Standards. ANS», *Nuclear News*, November 1967, pp. 25-26.
- Sievert, Rolf M., «The Work of the International Commission on Radiological Protection», *Proceedings of the Second International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1958*, United Nations, N.Y., 1959, Vol. 9, pp. 3-7.
- Signoret, Jean-Pierre, et Alain Leroy, «La prévision du risque technologique», *La Recherche*, N°183, Décembre 1986, pp. 1596-1607.

-
- Silberstein, A., Faussat, A., Foure, M., «La qualité des combustibles nucléaires», *Revue Générale Nucléaire*, N°4 Juillet-août-septembre 1976, pp. 340-347
- Sivadon, P., Fernandez, A., «Aspects psychologiques des accidents en situation de travail nucléaire», *Le Travail humain*, tome 31, n°3-4/1968, pp. 253-268.
- Smets, Henri B., «Committee on Reactor Safety Technology», *Nuclear Safety*, Vol. 10, No. 4, July-Aug. 1969, pp. 287-292.
- Smith, Robert A., «The Breeder Reactor: Another SST ?», *Bulletin of the Atomic Scientists*, October 1974, pp. 12-13.
- Sophy, Yvon, et Jean-Claude Malet, «La maîtrise des feux de sodium», *Clefs-CEA*, N°20, printemps 1991, pp. 23-33.
- Sorin, Francis, «La sécurité nucléaire en France : éditorial», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, p. 184.
- Sorin, Francis, «La sûreté nucléaire [introduction au dossier]», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, p. 252.
- Sorin, Francis, «Composants nucléaires : fissures», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°6, Novembre-décembre, p. 671
- Sorin, Francis, «Toujours plus...», *RGN-Actualités, Revue Générale Nucléaire*, 1992, N°5, pp. 428-429.
- Soum, Jean-Claude, «Des centrales de taille moyenne», *La Recherche*, N°21, Mars 1972, p.286.
- Soum, Jean-Claude, «L'atome à Genève : sécurité et combustible», *La Recherche*, N°17, Novembre 1971, pp.964-965.
- Sousselier, Y., «Les déchets radioactifs : évolution, bilan et perspectives», *Revue Générale Nucléaire*, 1984, N°1, Janvier-février, pp. 64-68.
- Sousselier, Y., «Les déchets radioactifs», *Annales des Mines*, janvier 1974, pp. 77-86.
- Sousselier, Y., Pradel, J., «The Management of Radioactive Wastes and Their Long-Term Storage», *Proceedings of the Fourth International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva, 1971*, United Nations, N.Y., 1971, P/766.
- Speis, Themis P., «La NRC et l'accident de Tchernobyl», *Annales des Mines*, numéro spécial, novembre 1986, pp. 31-34.
- Stacquez, P., «La sécurité totale des réacteurs PWR. Comment y parvenir ?», *ACEC Revue*, N°2, 1966, 10p.
- Stanley Smith, Cyril, «Weapon Are the Real Problem», *Bulletin of the Atomic Scientists*, march 1977, p. 69.
- Sternglass, Ernest J., «A Reply [to Tamplin]», *Bulletin of the atomic scientists*,., october 1969.
- Stolz, J., «Organisation de la qualité en exploitation dans les centrales nucléaires d'EDF», *Annales des Mines*, Mars-Avril 1976, pp. 133-138.
- Storrs, C.-L., Dietrich, J.-R., «Mise au point d'un surrégénérateur rapide compétitif chez Combustion Engineering», *Energie Nucléaire*, Vol. 11, N°8, 1969, pp. 493-498.
- Strauss, S. D., «Nuclear Power Plant Safety», *Power*, January 1968, pp. 159-166.

- Sugier, Annie, et Henri Métivier, «Les nouvelles recommandations de la CIPR», *Clefs-CEA*, N°21, été 1991, pp. 38-48.
- Sweet, William, «The Opposition to nuclear Power in Europe», *Bulletin of the Atomic Scientists*, december 1977, pp. 40-47.
- Tamplin and Gofman, «Pauling and the AEC», *Bulletin of the atomic scientists*, july 1970, pp. 2-13.
- Tamplin, Arthur R., «Fetal and Infant Mortality and the Environment», *Bulletin of the atomic scientists*,, october 1969.
- Tanguy, Pierre Yves, «The impact of WASH-1400 on reactor safety evaluation», *ANS/ENS International Conference, Washington, D.C., November 14-19, 1976*, Rapport DSN n° 125e.
- Tanguy, Pierre, «Le colloque SFEN-SEEN - Leçons tirées de Tchernobyl», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°2, p. 157.
- Tanguy, P., «Nuclear Safety Research in France», *JAERI Seminar on Nuclear Safety R & D, Tokyo, December 17, 1976*, Rapport DSN N°133e.
- Tanguy, P., «Réflexions sur la comparaison des risques nucléaires et des autres risques industriels», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 25-36.
- Tanguy, P., «Sûreté des réacteurs et choix des sites», *BIST-CEA*, N°208, Novembre 1975, pp. 5-10.
- Tanguy, P., «The French Approach to Nuclear Power Safety», *Nuclear Safety*, vol. 24, N°5, September-October 1983, pp. 589-606.
- Tanguy, P., «La sûreté des réacteurs nucléaires en France (réacteurs à eau ordinaire et réacteurs à neutrons rapides)», *Réunion ENS/ANS sur la sûreté des réacteurs nucléaires de puissance, Bruxelles, 16-19 Oct. 1978*, Rapport DSN n° 242 (f).
- Tanguy, P.-Y., «La sûreté du parc nucléaire d'EDF en exploitation : bilan et perspectives», *Revue Générale Nucléaire*, 1993, N°3, pp. 255-259.
- Tanguy, Pierre Yves, «Les enseignements de l'accident de TMI pour la sûreté nucléaire», *Contrôle*, N°110, avril 1996, pp. 51-53.
- Tanguy, Pierre, «Analyse de sûreté. Méthodologie», *Techniques de l'ingénieur*, Génie nucléaire, B 3810.
- Tanguy, Pierre, «Généralité sur la sûreté nucléaire», *Techniques de l'ingénieur*, 1978, Génie nucléaire, B 3800.
- Tanguy, Pierre, «IPSN, un organisme technique d'aide à la décision», *Echos du CEA Groupe*, N°4, 1979, pp. 5-10.
- Tanguy, Pierre, «La maîtrise des risques d'accidents pour l'exploitant d'une centrale nucléaire», *Annales des Mines*, numéro spécial, novembre 1986, pp. 35-47.
- Tanguy, Pierre, «La sûreté nucléaire et les méthodes probabilistes», *Revue Générale Nucléaire*, N°5 Octobre-Novembre 1976, pp. 392-400.
- Tanguy, Pierre, «L'accident de Harrisburg : scénario et bilan», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°5, Septembre-octobre, pp. 524-531.
- Tanguy, Pierre, «Le déclassement des installations nucléaires», *La Recherche*, N°187, Avril 1987, pp. 546-555.

-
- Tanguy, Pierre, «Les retombées de Tchernobyl sur l'exploitation des centrales nucléaires EDF», *Revue Générale Nucléaire*, 1986, N°5, pp. 438-439.
- Tanguy, Pierre, «Les retombées méthodologiques de la sûreté nucléaire dans l'industrie chimique», *Annales des Mines*, Hors série N° 35, novembre 1986, pp. 24-28.
- Tanguy, Pierre, «L'impact du transfert des règles et pratiques de sûreté dans le domaine nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, 1986, N°1, pp. 62-64.
- Tanguy, Pierre, «Que faut-il penser du rapport Rasmussen ?», *Revue Générale Nucléaire*, N°1 Février Mars 1975, pp. 35-43.
- Tanguy, Pierre, «Réflexions sur la sûreté nucléaire en France - en guise de postface», *Revue Générale Nucléaire*, 1991, N°5, pp. 392-394.
- Tanguy, P., Bacher, P., «Progrès dans les réacteurs nucléaires à uranium naturel et graphite», *Energie Nucléaire*, vol. 3, N°2, mars-avril 1961, pp. 176-185.
- Tanguy, P., Cogné, F., «Utilisation des méthodes probabilistes dans l'évaluation de sûreté des installations nucléaires», *NUCLEX (Bâle)*, 3-7 octobre 1978, Rapport DSN n° 238 (f).
- Tanguy, Pierre et François Cogné, «Après l'accident de Three Mile Island : où en est la sûreté nucléaire ?», *La Recherche*, N°102, Juillet-Août 1979, pp. 799-804.
- Tanguy, P., Pelcé, J., «L'importance de la recherche dans les progrès de la sécurité nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3 Mai-Juin, pp. 215-218.
- Tanguy, P., Pelcé, J., Devillers, C., Cayol, A., Justin, F., «Point de vue français sur les critères quantitatifs de sûreté des réacteurs», *ACRS Meeting on Quantitative Risk Criteria, Washington*, 6-7 novembre 1979, Rapport DSN N° 331 f.
- Tattegrain, Alain, «PHEBUS PF, des essais pour plus de sûreté», *Clefs-CEA*, N°27, automne 1993, pp. 37-48.
- Taylor, Lauriston S., «Les facteurs non scientifiques qui influencent la mise en œuvre de la radioprotection», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°3, pp. 252-265.
- Teillac, Jean, «Témoignage», *Energie Nucléaire magazine*, N°12, sept.oct. 1985, pp.9-10.
- Tellier, N., Zilliox, C., «Steam Generator Tube Rupture : Studies to improve Plant Procedure», *Congrès OCDE sur les problèmes de sûreté des générateurs de vapeur, Stockholm*, 1-5 Octobre 1984, Rapport DAS n°129.
- Terrien, J.-F., Quero, J.-R., «Réalisation des enceintes du circuit primaire principal des chaudières à eau sous pression», *Annales des Mines*, Juin 1980, pp. 111-120.
- Thuillier, Pierre, «Pugwash, ou les jeux de la science et de la politique», *Atomes*, N°260, Décembre 1968, pp. 743-746.
- Thuillier, Pierre, «Science et pouvoir social : la formation des «élites» en France», *La Recherche*, N°173, Janvier 1986, pp. 120-127.
- Timbal-Duclaux, Louis, «La peur des nouvelles énergies et la contestation nucléaire : aperçu historique», *Revue Générale Nucléaire*, 1982, N°2, pp. 126-131.
- Timbal-Duclaux, Louis, «L'opposition à l'énergie nucléaire : psychologie, sociologie, ethnologie, psychanalyse, quatre approches convergentes», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°5, Septembre-octobre, pp. 501-505.

- Tissot, J., «Les techniques employées dans les dispositifs de sécurité des réacteurs nucléaires», *Revue Générale de l'Electricité*, 1962, p. 277.
- Torquat (de), C., Quéniart, D., Barrachin, B., Roche, R., «La sûreté des appareils à pression des chaudières nucléaires et son aspect réglementaire en France», *Symposium sur les principes et les règles de sûreté des réacteurs, Jülich, 5-9 février 1973, IAEA, SM-169/15*, pp. 343-352.
- Torquat (de), Christian, «La réalisation des centrales nucléaires françaises : codes et normes», *Revue Générale Nucléaire* 1985, N°4, p. 299.
- Torquat (de), Christian, et Michel Lévy, «Dix ans de sûreté nucléaire en France : l'action administrative», *Revue Générale Nucléaire*, 1983, N°3, pp. 187-193.
- Trioulaire, M., «Piles piscines», *Energie Nucléaire*, Vol. 1, N°4, Juillet-août 1959, pp. 153-167.
- Tubiana, Maurice, «Pour une approche de l'étude des réactions du public devant l'énergie nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°5, Septembre-octobre, pp. 506-513.
- Uram, G. G., Cooper, K. F., Risher, D. H., «Safety Aspects of PWR Plant Control», Prepared for Presentation at *International Federation of Automatic Control, Sixth World Congress*, August 24-30, 1975, Boston, Massachusetts, 12p.
- Vathaire (de), F., «La sûreté des réacteurs : réalisations et tendances actuelles», *Energie Nucléaire*, Vol 9, N°8, 1967, pp. 421-427.
- Vathaire (de), F., et al., «Conception de la sûreté et influence des impératifs de sûreté sur la conception des réacteurs», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 13, P/82, pp. 325-323
- Vathaire (de), François, «Sûreté des installations atomiques», *Cours Génie Atomique*, Volume I, Section G., C XI, Bibliothèque des sciences et techniques nucléaires, PUF, mars 1960, 13p.
- Vathaire (de), François, «La sûreté des piles atomiques», *Cours Génie Atomique*, Tome 1, (ed. 1963), CXI, Bibliothèque des sciences et techniques nucléaires, PUF, 23p.
- Vautrey, L., «Les métaux liquides et les piles rapides. Les installations thermiques de Rapsodie», *Atompraxis*, vol. 9, Heft 11/12 1963, pp. 506-511.
- Vendryes, Georges, «Exposé de clôture [sûreté des réacteurs à neutrons rapides]», *BIST-CEA*, N°162, Septembre 1971, pp. 39-44.
- Vendryes, G., «Les réacteurs à neutrons rapides», *Atompraxis* 15, Heft 6, 1969, pp. 396-401.
- Vendryes, G., d'Atguesvives, C., Sahl, W., «Rapsodie», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 6, P/42, p13-20
- Vergne, J. A., «Procedure for licensing and control of nuclear reactors and the civil liability of the operator in France», *The Journal of the British Nuclear Energy Society*, avril 1966, pp. 165-167.
- Villemeur, A., Moroni, J.M., Bourgade, E., Dubreuil-Chambarel, A., Mosneron-Dupin, F., Berger, J.P., «Etude probabiliste des séquences accidentelles consécutives à la perte

- totale de la source froide d'une centrale nucléaire à eau pressurisée», *EDF, Bulletin de la Direction des Etudes et Recherches, Série A, Nucléaire, Hydraulique, Thermique*, 1988, N°2, pp. 73-80.
- Villeneuve, J., Ricque R., Courtaud, M., Lanza, F., «Transferts de chaleur par liquides organiques», *Actes de la Troisième conférence internationale des Nations Unies sur les utilisations pacifiques de l'énergie atomique, Genève, 1964*, Nations Unies, N.Y., 1964, Vol. 8, P/93, pp. 23-29.
- Viollet, P.-L., Combes, J.-F., Baron, F., «Une description dynamique de la turbulence», *EDF, Direction des Etudes et Recherches, N°Spécial de La Recherche*, Septembre 1990, pp. 42-47.
- Von Hippel, Frank, «A perspective on the debate», *Bulletin of the Atomic Scientists*, September 1975, pp. 39.
- Von Hippel, Frank, «Looking back on the Rasmussen report», *Bulletin of the Atomic Scientists*, february 1977, pp. 42-47.
- Von Weizsäcker, Carl Friedrich, «Vivre avec l'énergie nucléaire», *Revue Générale Nucléaire*, 1979, N°5, Septembre-octobre, pp. 493-500.
- Wallard, H. E., Prat, C., Jude, P., Fave, D., «Enseignements tirés des incidents de dilution du fluide de refroidissement primaire, Gravelines 1 : 12 juillet 1984, Flamanville 1 : 6 juin 1985», *AIEA, colloque international sur le retour d'expérience concernant la sûreté d'exploitation des centrales nucléaires, Paris, 16-20 mai 1987*, Rapport DAS n° 486.
- Wanner, J.-C., «L'interface de l'homme et de la machine et la fiabilité humaine», *Revue Générale Nucléaire*, 1981, N°5, Septembre-Octobre, pp. 417-418.
- Weart, Spencer R., «Scientists in Power : France and the Origins of Nuclear Energy, 1900-1950», *Bulletin of the Atomic Scientists*, March 1979, pp. 41-49.
- Weatherwax, Robert K., «Virtues and limitations of risk analysis», *Bulletin of the Atomic Scientists*, September 1975, pp. 29-32.
- Weill, Jacky, «Témoignage», *Energie Nucléaire magazine*, N°12, sept.oct. 1985, pp. 29-30.
- Weinberg, A. M., «Nuclear Energy and the Environment», *Bulletin of the atomic scientists*, June 1970, pp. 69-74.
- Weinberg, Alvin A., «Is Nuclear Energy Acceptable ?», *Bulletin of the Atomic Scientists*, April 1977, pp. 55-60.
- Weinberg, Alvin M., «Can Technology replace Social Engineering ?», *Bulletin of the atomic scientists*, December 1966, pp. 8-12.
- Weinberg, Alvin M., «The many dimensions of scientific responsibility», *Bulletin of the Atomic Scientists*, November 1976, pp. 21-25.
- Willrich, Mason, «International Control for Civil Nuclear Power», *Bulletin of the atomic scientists*, March 1967, pp. 31-37.
- Wilson, Carroll L., «Nuclear Energy: what went wrong», *Bulletin of the Atomic Scientists*, June 1979, pp. 13-17.
- Wustner, R., «Rapsodie, réacteur expérimental à neutrons rapides», *Atompraxis*, vol. 9,

Heft 11/12 1963, pp. 493-505.

Yvon, Jacques, «Les piles à graphite», *Echos du CEA*, octobre 1965, pp. 25-27.

Yvon, Jacques, «Les piles atomiques en France», *Le Journal de Physique et Le Radium*, Tome 18, N°10, Octobre 1957, pp. 38-44.

Yvon, Jacques, «Les possibilités qu'offrent actuellement les piles atomiques et nos projets d'avenir», *Revue de l'enseignement supérieur*, novembre 1959, pp. 55-65.

Zinn (Dr.), «A Letter on EBR-I Fuel Meltdown», *Nucleonics*, June 1956, p. 35.

II. BIBLIOGRAPHIE

Histoire de l'énergie atomique. Controverses sur l'énergie atomique.

Accademia Nazionale dei Lincei, *Enrico Fermi*, Symposium dedicated to Enrico Fermi on the occasion of the 50th Anniversary of the First Reactor, Rome, 10 December 1992, Atti convegni Lincei 104, Roma, 1993.

Alexanderson, Pauline E. (Ed.), et Harvey A. Wagner (Dir.), *Fermi I. New Age For Nuclear Power*, American Nuclear Society, 1979.

Association Contre le Nucléaire et son Monde, *Sous l'épaisseur de la nuit. Documents et témoignages sur le désastre de Tchernobyl*, ACNM, Paris, 1993.

Babenychev, A., Lert, R., Petrenko-Podiapolskaya, M., Petchouro, E., *Sakharov*, Editions du Seuil, Paris, 1982.

Bacher, Pierre, *Quelle énergie pour demain ?*, Nucléon, Paris, 2000.

Balogh, Brian, *Chain Reaction. Expert debate and public participation in American commercial nuclear power, 1945-1975*, Cambridge University Press, Cambridge, 1991.

Barbo, Loïc, *Curie, un rêve scientifique*, Belin, Paris, 1999.

Barth, Jacques, *40 ans d'énergie nucléaire dans le monde*, Sofedir, Paris, 1981.

Barwich, Heinz (Ed.), *Das Zentralinstitut für Kernphysik am Beginn seiner Arbeit*, Akademie Verlag, Berlin, 1958.

Barwich, Heinz, *Das rote Atom*, Scherz Verlag, München, 1967.

Baton, Jean-Pierre, et Monique Neveu, *Ecrits de Francis Perrin*, CEA, Paris, 1998.

Belbéoch, Bella et Roger, *Tchernobyl, une catastrophe*, Editions Allia, Paris, 1993.

Bertin, Michel, *Les effets biologiques des rayonnements ionisants*, EDF, Paris, 1991.

Bessis, Joseph, *Les risques auprès des centrales nucléaires*, Eyrolles, 1979.

Blanc, Daniel, *La sûreté nucléaire*, Que sais-je 2032, PUF, 1982.

Blowers Andrew, et David Pepper, (eds), *Nuclear Power in Crisis*, Nichols Publishing Company, New York, 1987.

-
- Boiteux, Marcel, *Haute tension*, Edition Odile Jacob, Paris, 1993.
- Bourgeois, Jean, Pierre Tanguy, François Cogné, Jean Petit, *La sûreté nucléaire en France et dans le monde*, Polytechnica, Paris, 1996.
- Brown, Andrew, *The Neutron and the Bomb : a Biography of Sir James Chadwick*, Oxford University Press, Oxford, 1997.
- Bupp, Irvin C., et Jean-Claude Derian, *Light Water. How the Nuclear Dream Dissolved*, Basic Books, New York, 1978.
- Burn, Duncan, *Nuclear Power and the Energy Crisis : Politics and the atomic Industry*, Mac Millan, Londres, 1978.
- Burns, Grant, *The Atomic Papers, A Citizen's Guide To Selected Books And Articles On The Bomb, The Arms Race, Nuclear Power, The Peace Movement, And Related Issues*, The Scarecrow Press, Metuchen, 1984.
- Burns, Grant, *The atomic papers*, The Scarecrow Pres, Metuchen, 1984.
- Camilleri, Joseph A., *The State and Nuclear Power. Conflict and Control in the Western World*, Seattle, Wheatsheaf Books, Brighton, 1984.
- Carle, Rémy, *L'électricité Nucléaire*, Que sais-je, PUF, Paris, 1995.
- CEA Dir. de la Communication, *Actes des colloques du 50e anniversaire du CEA*, 3 tomes, CEA, 1997.
- Charpak, Georges, et Richard L. Garwin, *Feux follets et champignons nucléaires*, Editions Odile Jacob, Paris, 1997.
- Clarfield, Gerard H., and William M. Wiecek, *Nuclear America: Military and Civilian Nuclear Power in the United States 1940-1980*, New York, Harper and Row, 1984.
- Colson, Jean-Philippe, *Le nucléaire sans les Français. Qui décide ? Qui profite ?*, Petite collection maspero, Paris, 1977.
- Cotgrove, Stephen, *Catastrophe or Cornucopia. The Environment, Politics and the Future*, John Wiley & sons, New York, 1982.
- Curtis, Richard, and Elisabeth Hogan, *Nuclear Lessons : An Examination of Nuclear Power, Safety, Economic and Political Record*, Harrisburg, Stackpole Book, 1980.
- Damian, Michel, «Nuclear Power, The ambiguous lessons of history», *Energy Policy*, July 1992, pp. 596-607.
- Dawson, F.G., Frank G., *Nuclear Power, Development and Management of a Technology*, University of Washington Press, Seattle, 1976.
- De Gravelaine Frédérique, O'Dy Sylvie, *L'Etat EDF*, Alain Moreau, Paris, 1978.
- De la Gorce P.-M. (dir.), *L'aventure de l'atome*, Flammarion, Paris, 1992.
- Debeir, Jean-Claude, Jean-Paul Deléage, Daniel Hémerly, *Les servitudes de la puissance. Une histoire de l'énergie*, Flammarion, Paris, 1986.
- Deléage, Jean-Paul, *Histoire de l'écologie. Une science de l'homme et de la nature*, La Découverte, Paris, 1992.
- Dürr, Michel, «Le tournant nucléaire d'EDF», in : Henri Morsel, *Histoire de l'Electricité en France*, tome III, Paris, Fayard, 1996.
- Ebbin, Steven, and Raphael Kasper, *Citizen Groups and the Nuclear Power*

- Controversy: Uses of Scientific and Technological Information*, MIT Press, Cambridge, 1974.
- EDF Production Transport-Exploitation du Parc Nucléaire, Département Sûreté Nucléaire, *Memento de la sûreté nucléaire en exploitation*, Edition 1994, EDF, 1994.
- Epstein, Barbara, *Political Protest and Cultural Revolution. Nonviolent Direct Action in the 1970s and 1980s*, University of California Press, Berkeley, 1991.
- Fagnani, F., Nicolon, A., (dir.), *Nucléopolis. Matériaux pour l'analyse d'une société nucléaire*, Presses Universitaires de Grenoble, 1979.
- Farmer, F. R. (ed.), *Nuclear reactor safety*, Nuclear Science and technology Vol. 18, Academic Press, New York, 1977.
- Faulkner, Peter, *The Silent Bomb : A Guide to the Nuclear Energy Controversy*, Vintage, New York, 1977.
- Faussat, Armand, *Les déchets nucléaires, les connaître, nous en protéger*, Stock, Paris, 1997.
- Fermi, Laura, *The Story of Atomic Energy*, Random House, New York, 1961.
- Finon, Dominique, *Les Etats face à la grande technologie dans le domaine civil. Le cas des programmes surgénérateurs*, Thèse pour le Doctorat d'Etat ès sciences Economiques, présentée et soutenue publiquement le 18 mars 1988.
- Fled, Bernard T., and Gertrud Weiss Szilard, (Ed.), *The Collected Works of Leo Szilard. Scientific Papers*, The MIT Press, Cambridge, Mass., 1972.
- Floquet, Pierre-Henri, *Histoire de la centrale nucléaire des Ardennes*, Association pour l'Histoire de l'Electricité en France, Paris, 1995.
- Ford, Daniel, *Meltdown : The Secret Papers of the Atomic Energy Commission*, Simon and Schuster, New York, 1986.
- Framatome, *Du bureau d'ingénierie nucléaire au groupe international*, Albin Michel Communication/Framatome, Paris, 1995.
- Frost, Robert L., *Alternating Currents. Nationalized Power in France, 1946-1970*, Cornell University Press, Ithaca and London, 1991.
- Général Charles Ailleret, *L'aventure atomique française. Comment naquit la force de frappe*, Grasset, Paris, 1968.
- Gillon, Luc, *Le nucléaire en question*, Duculot, 1986.
- Girard, Yves, *Un neutron entre les dents*, Editions Rive Droite, Paris, 1997.
- Goldschmidt, Bertrand, *L'aventure atomique, ses aspects politiques et techniques*, Fayard, Paris, 1962.
- Goldschmidt, Bertrand, *Les rivalités atomiques, 1939-1966*, Fayard, Paris, 1967.
- Goldschmidt, Bertrand, *Le Complexe atomique. Histoire politique de l'énergie nucléaire*, Fayard, Paris, 1980.
- Goldschmidt, Bertrand, *Pionniers de l'atome*, Stock, Paris, 1987.
- Golovine, I., *I.V. Kurchatov : A Socialist-Realist Biography of the Soviet Nuclear Scientist*, Joint Publications Research Service, Washington D.C., 1959. Trad. I.N. Golowin, *I.W. Kurtschatow, Wegbereiter der sowjetischen Atomforschung*, Urania-Verlag, Leipzig, 1976.

-
- Gowing, Margaret, and Lorna Arnold, *The Atomic Bomb*, Butterworths, London, 1979.
- Gowing, Margaret, *Britain and Atomic Energy 1939-1945*, Macmillan, London, 1964.
- Gowing, Margaret, *Independence and Deterrence - Britain and Atomic Energy, 1945-1952, Volume I, Policy Making*, Macmillan, London, 1974.
- Gowing, Margaret, *Independence and Deterrence - Britain and Atomic Energy, 1945-1952, Volume II, Policy Execution*, Macmillan, London, 1974.
- Graham, J., *Fast Reactor safety*, Nuclear Science and technology Vol. 12, Academic Press, New York, 1971.
- GSIEN, *Electronucléaire : Danger, Seuil*, Paris, 1977.
- Guedeney, Colette et Gérard Mendel, *L'angoisse atomique et les centrales nucléaires*, Payot, Paris, 1973.
- Guéron, Jules, *Les Matériaux Nucléaires*, Que sais-je, PUF, Paris, 1977.
- Hatch, Michael T., *Politics and Nuclear Power. Energy Policy in Western Europe*, The University Press of Kentucky, Lexington, 1986.
- Hawkins, Helen S., Greb, Allen G., Weiss Szilard, Gertrud, *Toward a Livable World. Leo Szilard and the Crusade for Nuclear Arms Control*, The MIT Press, Cambridge, Mass., 1987.
- Hecht, Gabrielle, *The Radiance of France*, The MIT Press, Cambridge, 1998.
- Herblay, Michel, *Les hommes du fleuve et de l'atome*, La Pensée Universelle, Paris, 1977.
- Hewlett, Richard G., Anderson, Oscar E., *The New World, 1939-1946: Volume I of A History of the United States Atomic Energy Commission*, The Pennsylvania State University Press, 1962.
- Hewlett, Richard G., and Francis Duncan, *Atomic Shield, 1947-1952: Volume II of A History of the United States Atomic Energy Commission*, The Pennsylvania State University Press, 1969.
- Hewlett, Richard G., Moll, Jack M., *Atoms for Peace and War, 1953-1961*, University of California Press, Berkeley, 1989.
- Hurwic, Anna, *Pierre Curie*, Flammarion, Paris, 1995.
- IFOREP, *Pour une connaissance des travailleurs du nucléaire : Un état des lieux*, Les cahiers de l'IFOREP, Supplément n°84, mars 1997.
- Jagger, John, *The Nuclear Lion. What Every Citizen Should Know About Nuclear Power and Nuclear Waste*, Plenum Press, New York, 1991.
- Jasper, James M., *Nuclear Politics. Energy and the State in the United States, Sweden, and France*, Princeton University Press, Princeton, 1990.
- Jones, Peter Lloyd, *The Economics of Nuclear Power Programmes in the United Kingdom*, Macmillan Press, London, 1984.
- Jungk, Robert, *Der Atomstaat. Vom Fortschritt in die Unmenschlichkeit*, Kindler Verlag, München, 1977.
- Jungk, Robert, *Plus clair que mille soleils*, Arthaud, Paris, 1958.
- Kaser, Greg, *Acceptable Nuclear Risk : Some examples from Europe*, European

- University Institute (EUI) working paper n°. 89/409, Florence, 1989.
- Kasperson, E. Roger, Kasperson, X. Jeanne (eds.), *Nuclear Risk Analysis in Comparative Perspective*, Allen & Unwin, Boston, 1987.
- Kevles, Daniel J., *The Physicists : The History of a Scientific Community in Modern America*, Alfred A. Knopf, New York, 1978.
- Kramish, Arnold, *Atomic Energy in the Soviet Union*, Stanford University Press, Stanford, 1959.
- Küppers, Christian, Britta Nockenber, Michael Sailer, Gerhard Schmidt, *Umwelt-, Sicherheits-, Entsorgungs- und Akzeptanzaspekte der Kernenergienutzung*, Studie A.4.3.a, in : Energie und Klima, Herausgegeben von der Enquete-Kommission «Vorsorge zum Schutz der Erdatmosphäre» des Deutschen Bundestages, Band 5, Kernenergie, (pp. 421-916), Economica Verlag, Bonn, 1990.
- La Prairie, Yves, et Jean Le Chatelier, *Promesses de l'atome*, Fayard, Paris, 1963.
- Labbé, Marie-Hélène, *Le nucléaire à la croisée des chemins*, La documentation française, Paris, 1999.
- Lamiral, Georges, *Chronique de trente années d'équipement nucléaire à Electricité de France*, AHEF, Paris, 1988.
- Larroque, Dominique, *Histoire du Service de la Production Thermique d'Electricité de France. Le temps du nucléaire. Tome second. 1973-1992*, AHEF, Paris, 1999.
- Larroque, Dominique, *Histoire du Service de la Production Thermique d'Electricité de France, tome premier, (1946-1973)*, Association pour l'Histoire de l'Electricité en France, Paris, 1997.
- Leclercq, Jacques, *L'ère nucléaire*, Hachette, Paris, 1986.
- Lévy-Leboyer, Maurice, et Henri Morsel (dir.), *Histoire de l'électricité en France*, tome II (1919-1946), Paris, Fayard, 1994.
- Lewis, Elmer Eugene, *Nuclear Power Reactor Safety*, John Wiley & Sons, New York, 1977.
- Libmann, Jacques, *Approche et analyse de la sûreté des réacteurs à eau sous pression*, INSTN-CEA, Saclay, 1986.
- Libmann, Jacques, *Eléments de sûreté nucléaire*, Les éditions de Physique, Paris, 1996.
- Lot, Fernand, *Les isotopes radioactifs. Agents thérapeutiques et prodigieux «espions»*, Hachette, Paris, 1952.
- Lovérini, Marie-José, *L'atome, de la recherche à l'industrie. Le Commissariat à l'Energie Atomique*, Découvertes Gallimard Sciences, Paris, 1996.
- Mandil, Claude, et Clélia Morali, *L'énergie nucléaire en questions*, le cherche midi éditeur, Paris, 1991.
- Mandil, Claude, *L'énergie nucléaire en 110 questions*, le cherche midi éditeur, Paris, 1996.
- Marples, David R., *Chernobyl and the Nuclear Power in the USSR*, Macmillan Press, Houndmills, 1986.
- McCaffrey, David P., *The Politics of Nuclear Power. A History of the Shoreham Nuclear*

-
- Power Plant*, Kluwer Academic Publishers, Dordrecht, 1991.
- Medvedev, Grigori, *La vérité sur Tchernobyl*, Moscou, VAAP, 1989, Albin Michel pour la traduction française, 1990.
- Mez, Lutz (Ed.), *Der Atomkonflikt, Berichte zur internationalen Atomindustrie, Atompolitik und Anti-Atom-Bewegung*, Olle & Wolter, Berlin, 1979.
- Mez, Lutz, und Rainer Osnowski, *RWE, Ein Riese mit Ausstrahlung*, Kiepenheuer & Witsch, Köln, 1996.
- Mills, Mark M. (ed.), *Modern Nuclear Technology*, Mc Graw Hill, New York, 1960.
- Ministère de l'économie, des finances et de l'industrie, Secrétariat d'Etat à l'industrie, Ministère de l'aménagement du territoire et de l'environnement, *Sûreté nucléaire en France. Législation et réglementation*, 4e édition, Les éditions des Journaux Officiels, Paris, 1999.
- Ministère de l'industrie et de la recherche, *La sûreté nucléaire en France*, La documentation française, Paris, 1976.
- Moatti, Jean-Paul, *Economie de la sécurité. De l'évaluation à la prévention des risques technologiques*, La documentation française, Paris, 1989.
- Modelski, George A., *Atomic Energy in the Communist Bloc*, Melbourne University Press, Melbourne, 1959.
- Morsel Henri (dir.), *Histoire de l'électricité en France*, tome III (1946-1987), Paris, Fayard, 1996.
- Nader, Ralph and John Abbotts, *The Menace of Atomic Energy*, W.W. Norton, New York, 1977.
- Neiryneck, Jacques, *Les cendres de Superphénix*, Desclée de Brouwer, Paris, 1997.
- Nelkin, Dorothy et Michael Pollak, *The Atom Besieged : Extra-Parliamentary Dissent in France and Germany*, MIT Press, Cambridge, Mass., 1980.
- Novick, Sheldon, *The Electric War. The Fight Over Nuclear Power*, Sierra Club Books, San Francisco, 1976.
- Nowotny, Helga, und Rafael Eisikovic, *Entstehung, Wahrnehmung und Umgang mit Risiken*, Schweizerischer Wissenschaftsrat (Hrg.), Bern, B/34, 1990.
- Nowotny, Helga, *Kernenergie : Gefahr oder Notwendigkeit*, Suhrkamp, Frankfurt, 1980.
- Okrent, David, *Nuclear Reactor Safety. On the History of the Regulatory Process*, The University of Wisconsin Press, Madison, 1981.
- Openshaw, Stan, *Nuclear Power : Siting and Safety*, Routledge & Kegan Paul, London, 1986.
- Parreins, Georges, *Les centrales nucléaires*, PUF, Paris, 1963.
- Paul, Septimus H., *Nuclear Rivals. Anglo-American Relations, 1941-1952*, Ohio State University Press, 2000.
- Pershagen, Bengt, *Light Water Reactor Safety*, Pergamon Press, Oxford, 1989.
- Pestre, Dominique, *Physique et physiciens en France, 1918-1940*, Editions des archives contemporaines, 1984.
- Pharabod, Jean-Pierre, et Jean-Paul Schapira, *Les jeux de l'atome et du hasard*,

- Calmann-Lévy, Paris, 1988.
- Picard, Jean-François, *Recherche et Industrie, Témoignages sur quarante ans d'études et recherches à Electricité de France*, Eyrolles, Paris, 1987.
- Picard, J.-F., Beltran, A., Bungener, M., *Histoire(s) de l'EDF*, Dunod, Paris, 1985.
- Pignon, Dominique, *Enquête au coeur des centrales nucléaires*, Fernand Nathan, Paris, 1981.
- Pinault, Michel, *Frédéric Joliot-Curie*, Odile Jacob, Paris, 2000.
- Pocock, R.F., *Nuclear Power : Its Development in the United Kingdom*, Institute of Nuclear Engineers, London, 1977.
- Poulter, D. R. (ed.), *The Design of Gas-Cooled Graphite-Moderated Reactors*, Oxford University Press, London, 1963.
- Price, Jerome, *The Antinuclear Movement*, Twayne Publishers, Boston, 1990.
- Pringle, Peter, et James Spigelman, *Les barons de l'atome*, Seuil, Paris, 1982.
- Puiseux, Louis, *Crépuscule des atomes*, Hachette, Paris, 1986.
- Puiseux, Louis, *La babel nucléaire*, éditions galilée, Paris, 1977.
- Quinn, Suzanne, *Marie Curie*, Odile Jacob, Paris, 1995.
- Radkau, Joachim, *Aufstieg und Krise der deutschen Atomwirtschaft 1945-1975*, Rowohlt, Reinbek bei Hamburg, 1983.
- Radvanyi, Pierre, et Monique Bordry, *La Radioactivité artificielle et son histoire*, Seuil, Paris, 1984.
- Rainaud, Jean-Marie, *L'agence internationale de l'énergie atomique*, Armand Colin, Paris, 1970.
- Rainaud, Jean-Marie, *Le droit nucléaire*, PUF, Que sais-je, Paris, 1994.
- Reuss, Paul, *La neutronique*, Presses Universitaires de France, Paris, 1998.
- Ripley, Randall B., and Grace A. Franklin, *Congress, the Bureaucracy and Public Policy*, Homewood, Ill., Dorsey Press, 1980.
- Scheinman, Lawrence, *Atomic Energy Policy in France Under the Fourth Republic*, Princeton University Press, Princeton, 1965.
- Sills, David L., Wolf, C.P., and Vivien B. Shelanski, editors, *Accident at Three Mile Island: The Human Dimensions*, Westview Press, Boulder, Colo., 1982.
- Simonnot, Philippe, *Les Nucléocrates*, Presses Universitaires de Grenoble, 1978.
- Six, Jules, *La découverte du neutron (1920-1936)*, Editions du CNRS, 1987.
- Skogmar, Gunnar, *Nuclear Triangle. Relations between the United States, Great Britain and France in the Atomic Energy Field, 1939-1950*, Copenhagen political studies Press, Copenhagen, 1993.
- Steenbeck, Max, *Impulse und Wirkungen : Schritte auf meinen Lebensweg*, Verlag der Nation, Berlin, 1977.
- Strazzula, Jérôme, et Jean-Claude Zerbib, *Tchernobyl*, La documentation française, Paris, 1991.
- Sylves, Richard T., *The Nuclear Oracles. A political history of the General Advisory*

-
- Committee of the Atomic Energy Commission, 1947-1977*, Iowa State University Press, Ames, 1987.
- Syndicat CFDT de l'Energie atomique, *L'Electronucléaire en France*, Seuil, Paris, 1975.
- Syndicat CFDT de l'Energie atomique, *Le dossier électronucléaire*, Editions du Seuil, Paris, 1980.
- Tamplin, Arthur R., Gofman, John W., *Kernspaltung - Ende der Zukunft ?*, C. W. Niemeyer, Hameln, 1970. Titre original : *Population Control through Nuclear Pollution*, Nelson Hall Company, Chicago, 1970.
- Tanguy, Pierre, *Nucléaire pas de panique !*, Nucléon, Paris, 1997.
- Teller, Edward, et Albert L. Latter, *Notre avenir nucléaire*, Plon, Paris, 1959.
- Thompson, T.J., Beckerley, J.G., *The Technology of Nuclear Reactor Safety*, MIT Press, 1964.
- Torres, Félix, et Véronique Lefebvre, *Chooz de A à B. Une histoire de la filière à eau pressurisée racontée par Electricité de France*, Efil Communication, Paris, 1996.
- Touraine Alain, Zsuzsa Hegedus, François Dubet, Michel Wieviorka, *La prophétie anti-nucléaire*, Editions du Seuil, Paris, 1980.
- Traube, Klaus, *Plutonium-Wirtschaft ? Das Finanzdebakel von Brutreaktor und Wiederaufarbeitung*, Rowohlt, Reinbek bei Hamburg, 1984.
- Tubiana, Maurice, (Pr.), *Le refus du réel*, Robert Laffont, Paris, 1978
- Tubiana, Maurice, et Michel Bertin, *Rabiobiologie, radioprotection*, PUF, Paris, 1989.
- Turlay, René, (ed.), *Les déchets nucléaires, un dossier scientifique*, Les Editions de Physique, Paris, 1997.
- Union of Concerned Scientists, *The Risks of Nuclear Power Reactors, A Review of the NRC Reactor Safety Study WASH-1400*, Cambridge, Mass., 1977. Dans la trad. allemande : *Die Risiken der Atomkraftwerke, Der Anti-Rasmussen-Report der Union of Concerned Scientists*, Öko-Institut für angewandte Ökologie, Verlag Adolf Bonz, Freiburg, 1980.
- United Kingdom Atomic Energy Authority, *The Nuclear Energy Industry of the United Kingdom*, Charles Rosner & Associates, Museum House, London, 1961.
- Vaïsse, Maurice (dir.), *La France et l'atome*, Bruylant, Bruxelles, 1994.
- Vallet, Bénédicte, *The Nuclear Safety Insitution in France : Emergence and Development*, Dissertation for the Degree of Doctor of Philosophy at New York University, 1986.
- Vendryes, Georges, *Superphénix pourquoi ?*, Nucléon, Paris, 1997.
- Walker, Samuel J., *Containing the Atom. Nuclear Regulation in a Changing Environment, 1963-1971*, University of California Press, Berkeley, 1992.
- Weart, Spencer R., *La grande aventure des atomistes français. Les savants au pouvoir*, Fayard, Paris, 1980.
- Weart, Spencer R., *Nuclear Fear, A History of Images*, Harvard University Press, Cambridge, Mass., 1988.
- Weart, Spencer R., et Gertrud Szilard Weiss, *Leo Szilard: His Version of the Facts*, MIT Press, Cambridge, 1978.

Werner, W., *Results of Recent Risk Studies in France, Germany, Japan, Sweden and the United States*, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU-1995-430), 1993.

Winnacker, Karl, *Schicksalsfrage Kernenergie*, Econ Verlag, Düsseldorf, 1978.

Winnacker, Karl, et Karl Wirtz, *Kernenergie in Deutschland*, Econ Verlag, Düsseldorf, 1975. Traduction française : *Atome : Illusion ou Miracle ? L'Energie nucléaire en Allemagne*, PUF, Paris, 1977.

Wood, Sandra M., Schultz, Suzanne M., *Three Mile Island, A Selectively Annotated Bibliography*, Greenwood Press, New York, 1988.

Histoire et sociologie du risque.

Amalberti, R., *La Conduite des systèmes à risques*, PUF, Paris, 1996.

Barben, D., Dierkes, M., «Un-sicherheiten im Streit um Sicherheit - Zur Relevanz der Kontroversen um die Regulierung technischer Risiken», *WZB papers*, Berlin, 1990.

Beroggi, Giampiero E. G., Abbas, Tanja C., Stoop, John A., and Aebi, Markus, «Risk Assessment in the Netherlands», *Arbeitsbericht Nr. 91 der Akademie für Technikfolgenabschätzung in Baden Württemberg*, Stuttgart, 1997.

Bourrier, Mathilde, *Le Nucléaire à l'épreuve de l'organisation*, PUF, Paris, 1999.

Crousse, Bernard, et Michael Th. Greven (Eds.), *Political Science and Science Policy in an Age of Uncertainty*, Campus Forshung, Frankfurt/Main, 1985.

Dierkes, Meinolf, *Die Technisierung und ihre Folgen. Zur Biographie eines Forschungsfeldes*, Ed. Sigma, Berlin, 1993.

Dourens, C., Galland, J. P., Theys, J., Vidal-Naquet, P. A., *Conquête de la sécurité, gestion des risques*, L'Harmattan, Paris, 1991.

Duclos, Denis, *L'homme face au risque technique*, L'harmattan, Paris, 1991.

Duclos, Denis, *La peur et le savoir, la société face à la science, la technique et leurs dangers*, Editions la Découverte, Paris, 1989.

Evers, Adalbert, et Helga Nowotny, *Über den Umgang mit Unsicherheit, Die Entdeckung der Gestaltbarkeit von Gesellschaft*, Suhrkamp, Frankfurt/Main, 1987.

Fabiani, J.-L., Theys, J., (dir.), *La société vulnérable. Evaluer et maîtriser les risques*, Presses de l'Ecole Normale Supérieure, Paris, 1987.

Gilbert, Claude, *Le Pouvoir en situation extrême. Catastrophes et politiques*, L'Harmattan, Paris, 1992.

Graham, James H. (ed.), *Safety, Reliability, and Human Factors in Robotic Systems*, Van Nostrand Reinhold, New York, 1991.

Hattis, Dale, and Minkowitz, William S., «Risk Evaluation : Legal Requirements, Conceptual Foundations, and pratical Experiences in the United States», *Arbeitsbericht Nr. 94 der Akademie für Technikfolgenabschätzung in Baden Württemberg*, Stuttgart, 1999.

-
- Henley, Ernest J., et Kumamoto Hiromitsu, *Reliability engineering and risk assessment*, Prentice-Hall, Englewood Cliffs, N.J., USA, 1981.
- Kletz, T., Chung, P., Broomfield, E., Shen-Orr, S., *Computer Control and Human Error*, Institution of Chemical Engineers, Rugby, UK, 1995.
- Klinke, A., Renn, O., «Prometheus Unbound. Challenges of Risk Evaluation, Risk Classification, and Risk Management», *Arbeitsbericht Nr. 153 der Akademie für Technikfolgenabschätzung in Baden Württemberg*, Stuttgart, 1999.
- Kourilsky, P., Viney, G., *Le Principe de précaution*, Odile Jacob-La Documentation française, Paris, 2000.
- Lagadec, Patrick, *Etats d'urgence*, Seuil, Paris, 1988.
- Lagadec, Patrick, *La civilisation du risque, Catastrophes technologiques et responsabilité sociale*, Seuil, Paris, 1981.
- Le Breton, D., *La sociologie du risque*, Que-sais-je, P.U.F., Paris, 1995.
- Leveson, Nancy G., *Safeware, System Safety and Computers*, Addison-Wesley Publishing Company, Reading, Massachusetts, 1995.
- Llory, Michel, *Accidents industriels : le coût du silence. Opérateurs privés de parole et cadres introuvables*, L'Harmattan, Paris, 1996.
- Löfstedt, Ragnar E., «Risk Evaluation in the United Kingdom: Legal Requirements, Conceptual Foundations, and Practical Experiences with Special Emphasis on Energy Systems», *Arbeitsbericht Nr. 92 der Akademie für Technikfolgenabschätzung in Baden Württemberg*, Stuttgart, 1997.
- Mez, Lutz, et Helmut Weidner, (Ed.), *Umweltpolitik und Staatsversagen*, Sigma, Berlin, 1997.
- Nicolet, J.-L., Carnino, A., Wanner, J.-C., *Catastrophes ? Non Merci ! La prévention des risques technologiques et humains*, Le Nouvel Ordre Economique, Masson, Paris, 1989.
- Perrow, Charles, *Normal Accidents. Living with High-Risk Technologies*, Basic Books, New-York, 1984.
- Petringa, Natascia, «Risk Regulation: Legal Requirements, Conceptual Foundations and Practical Experiences in Italy. Case Study of the Italian Energy Sector», *Arbeitsbericht Nr. 90 der Akademie für Technikfolgenabschätzung in Baden Württemberg*, Stuttgart, 1997 .
- Renn, Ortwin, et Zwick, Michael M., *Risiko- und Technik- akzeptanz*, Springer, Berlin, 1997.
- Roqueplo, Philippe, *Entre savoir et décision, l'expertise scientifique*, INRA Editions, Paris, 1997.
- Rowe, David W., *An «Anatomy» of Risk*, Environmental Protection Agency, Washington, D.C., March 1975.
- Villemeur, Alain, *Sûreté de fonctionnement des systèmes industriels : fiabilité, facteurs humains, informatisation*, Paris, Eyrolles, 1988.
- Wynne, Brian, *Risk Management and Hazardous Waste. Implementation and the Dialectics of Credibility*, Springer Verlag, Berlin, 1987

Histoire des sciences et des techniques. Histoire des élites scientifiques, techniques et administratives

- Adas, Michael, *Machines as the Measure of Men. Science, technology, and Ideologies of Western Dominance*, Cornell University Press, Ithaca and London, 1989.
- Association pour l'Histoire de l'Electricité en France, *La naissance de l'ingénieur-électricien. Origines et développement des formations nationales électrotechniques*, Actes du troisième colloque international d'histoire de l'électricité organisé par l'AHEF, Paris, 14-16 décembre 1994, PUF, 1997.
- Baudouï, Rémi, *Raoul Dautry, 1880-1951. Le technocrate de la République*, Balland, Paris, 1992.
- Belhoste, B., Dahan-Dalmedico, A., Picon, A., *La Formation polytechnicienne. 1794-1994*, Dunod, Paris, 1994.
- Belhoste, B., Dahan Dalmedico, A., Pestre, D., Picon, A. (dir.), *La France des X, deux siècles d'histoire*, Economica, Paris, 1995.
- Bell, Robert, *Les péchés capitaux de la haute technologie*, Seuil, Paris, 1998.
- Beltran, A., Carré P.-A., *La fée et la servante : la société française face à l'électricité*, Belin, Paris, 1991.
- Beltran, A., Griset, P., *Histoire des techniques aux XIXe et XXe siècles*, Armand Colin, Paris, 1990.
- Beltran, A., Soutou, G.-H., (dir.), *Pierre Guillaumat, la passion des grands projets industriels*, Rive droite, Paris, 1994.
- Beniger, James B., *The Control Revolution : Technological and Economic Origins of the Information Society*, Cambridge, Mass., Harvard University Press, 1986.
- Bijker, Wiebke, et John Law (eds.), *Shaping technology-Building Society, Studies in sociotechnological Change*, MIT Press, Cambridge, 1992.
- Bourg, Dominique, et Jean-Michel Besnier, (dir.), *Peut-on encore croire au progrès ?*, PUF, Paris, 2000.
- Brunot, A., Coquand, R., *Le Corps des Ponts et Chaussées*, Editions du CNRS, Paris 1982.
- Cahier du «Mouvement Social» n°4, *Le patronat de la seconde industrialisation*, Les éditions ouvrières, Paris, 1979.
- Callon Michel (dir.), *La science et ses réseaux. Genèse et circulation des faits scientifiques*, La découverte, Paris, 1989.
- Caron, François, *Histoire générale du XXe siècle*, Albin Michel, Paris, 1997.
- Caron, François, *Le résistible déclin des sociétés industrielles*, Editions Perrin, Paris, 1983.
- CFDT, *Les dégâts du progrès. Les travailleurs face au changement technique*, Seuil, Paris, 1977.

-
- Chandler, Alfred D. Jr., *The Visible Hand. The Managerial revolution in American Business*, Belknap, Cambridge (Mass.), 1977.
- Crick, Francis, *Une vie à découvrir. De la double hélice à la mémoire*, Editions Odile Jacob, Paris, 1988.
- Derian, Jean-Claude, et André Staropoli, *La Technologie incontrôlée ?*, Presses Universitaires de France, Paris, 1975.
- Dierkes, Meinolf, et Ute Hoffmann, (Ed.), *New Technology at the Outset. Social Forces in the Shaping of Technological Innovations*, Campus/Westview, Frankfurt/New York, 1992.
- Ekeland, Ivar, *Le Calcul, l'Imprévu. Les figures du temps de Kepler à Thom*, Seuil, Paris, 1984.
- Ewald, François, *L'Etat providence*, Grasset, Paris, 1986.
- Friedmann, Georges, *Sept études sur l'homme et la technique - Le pourquoi et le pour quoi de notre civilisation technicienne*, Bibliothèque Médiations, 1966.
- Gille, Bertrand, *Histoire des techniques*, Editions de la Pléiade, Paris, 1978.
- Gilpin, Robert, *France in the Age of the Scientific State*, Princeton University Press, Princeton, 1968.
- Gilpin, Robert, *U.S. Power and the Multinational Corporation. The Political Economy of Foreign Direct Investment*, Basic Books, New York, 1975.
- Gras, Alain, *Grandeur et dépendance*, Presses Universitaires de France, Paris, 1993.
- Guesnerie, R., Hartog, F., (dir.), *Des Sciences et des Techniques : un débat*, Editions de l'EHESS, Paris, 1998.
- Hamon, Hervé, and Patrick Rotman, *La deuxième gauche : Histoire intellectuelle et politique de la CFDT*, Paris, Editions Ramsay, 1982.
- Holton, Gerald, *Science en gloire, science en procès. Entre Einstein et aujourd'hui*, Editions Gallimard, Paris, 1998.
- Hughes, Thomas P., *Networks of Power. Electrification in Western Society, 1880-1930*, The John Hopkins University Press, Baltimore, 1983.
- Inglehart, Ronald, *The Silent Revolution, Changing Values and Political Styles Among Western Publics*, Princeton University Press, Princeton, 1977.
- Jaubert, A., Lévy-Leblond, J.-M., (Auto)critique de la science, Seuil, Paris, 1973.
- Joerges, Bernward, et Barbara Czarniawska, «The Question of technology. How Organizations Inscribe the World», *WZB papers*, Berlin, 1993.
- Kosciusko-Morizet, Jacques-A., *La «Mafia» Polytechnicienne*, Le Seuil, Paris, 1973.
- Kroes, Peter, and Martijn Bakker (eds.), *Technological Development and Science in the Industrial Age*, Kluwer Academic Publishers, Dordrecht, 1992.
- Kuhn, Thomas S., *La structure des révolutions scientifiques*, Flammarion, Paris, 1983.
- Kuisel, Richard F., *Le capitalisme et l'Etat en France. Modernisation et dirigisme au XXe siècle*, Editions Gallimard, Paris, 1984.
- Landes, David S., *L'Europe technicienne*, Gallimard, Paris, 1975.
- Latour, Bruno, *La science en action*, Editions La Découverte, Paris, 1989.

- Lévy-Leboyer, Maurice, et Casanova, Jean-Claude, (dir.), *Entre l'Etat et le marché : l'économie française des années 1880 à nos jours*, Gallimard, Paris, 1991.
- Lévy-Leboyer, Maurice, (dir.), *Histoire de la France industrielle*, Larousse, Paris, 1996.
- Malet, Emile, et Le Bras, Hervé, (dirs.), *Science et démocratie*, Editions Passages, Paris, 1996.
- Meynaud, J., *La technocratie, mythe ou réalité ?*, Payot, Paris, 1964.
- Mumford, Lewis, *The Myth of the Machine*, Fletcher & Son, Norwich, 1967.
- Mumford, Lewis, *The Pentagon of Power*, Secker & Warburg, London, 1971.
- Noble, David F., *Forces of Production, A Social History of Industrial Automation*, Alfred A. Knopf, New York, 1984.
- Picard, Jean-François, *La République des Savants : La recherche française et le C.N.R.S.*, Flammarion, Paris, 1990.
- Picon, Antoine, *L'invention de l'Ingénieur moderne : L'Ecole des Ponts et Chaussées, 1747-1851*, Presses de l'Ecole Nationale des Ponts et Chaussées, Paris, 1994.
- Prades, Jacques (dir.), *La technoscience. Les fractures du discours*, L'harmattan, Paris, 1992.
- Prades, Jacques, *La création-destructrice. L'économie, la technique et le social*, L'Harmattan, Paris, 1995.
- Pursell, Carroll W. (ed.), *Technology in America*, The MIT Press, Cambridge, 1981.
- Ramunni, Girolamo, et Michel Savio, 1894-1994, *Cent ans d'histoire de l'Ecole Supérieure d'Electricité*, Supélec, 1995.
- Rival, Michel, *Les Apprentis sorciers, Fritz Haber, Wernher von Braun, Edward Teller*, Editions du Seuil, Paris, 1996.
- Rosanvallon, Pierre, *L'Etat en France*, Seuil, Paris, 1990.
- Rosenberg, Nathan, *Inside The Black Box*, Cambridge University Press, Cambridge, 1982.
- Rozenbaum, Willy, *La vie est une maladie sexuellement transmissible constamment mortelle*, Editions Stock, Paris, 1999.
- Salomon, Jean-Jacques, *Le destin technologique*, Editions Balland, Paris, 1992.
- Salomon, Jean-Jacques, Francisco Sagasti, Céline Sachs-Jeantet, (dir.), *La quête incertaine*, Economica - United Nations University Press, 1994.
- Salomon, Jean-Jacques, *Prométhée empêtré, La résistance au changement technique*, éditions anthropos, Paris, 1984.
- Shapin, Steven, et Simon Schaeffer, *Leviathan et la pompe à air. Hobbes et Boyle entre science et politique*, La Découverte, Paris, 1993.
- Sokal, Alan, et Jean Bricmont, *Impostures intellectuelles*, Editions Odile Jacob, Paris, 1997.
- Suleiman, Ezra, *Les élites en France. Grands corps et grandes écoles*, Paris, Seuil, 1979.
- Thuillier, Guy, *Pour une histoire de la bureaucratie en France, Comité pour l'histoire économique et financière de la France*, Ministère de l'Economie, des Finances et de

l'Industrie, Paris, 1999.

Woronoff, Denis, *Histoire de l'industrie en France du XVIe siècle à nos jours*, Seuil, Paris, 1994.