

La politique de la sûreté nucléaire en France

4.3.1 Quelques aspects du tournant nucléaire de la France (1967-1983)

4.3.1.1 Un revirement radical

Les choix du gouvernement français ne témoignaient pas, jusqu'à la veille du premier choc pétrolier, d'une volonté stratégique de développement de l'énergie nucléaire.

Parallèlement à l'édification d'une filiale « française » de centrales UNGG par le CEA, le gouvernement avait confié à Électricité de France le soin d'entreprendre la construction de réacteurs à eau sous pression (REP) utilisant de l'uranium enrichi, en collaboration avec la société américaine Westinghouse. Cette filière alternative bénéficiait à la fois de l'expérience américaine et de l'augmentation des capacités françaises d'enrichissement de l'uranium. La première tranche de ce type, construite à Chooz, divergea en 1967²³. L'apparition d'une nouvelle technologie et d'un acteur de poids au sein de l'industrie nucléaire française n'entraîna pas seulement une concurrence

22. Voir la section 3.5.2 ci-dessus.

23. Le réacteur de Chooz A a été arrêté en 1991.

acharnée entre les deux filières et leurs promoteurs. Elle déstabilisa aussi le processus d'évaluation de la sûreté, en engendrant un conflit d'intérêts pour le CEA, qui concentrait en son sein les compétences françaises dans ce domaine. En 1967, le ministre de l'Industrie décida que l'examen de la centrale UNGG de Saint-Laurent-des-Eaux serait soumise non pas à la Commission de Sûreté des Installations Atomiques du CEA, mais à un groupe d'experts *ad hoc* pour la sûreté des réacteurs, constitué de représentants du CEA, d'ÉdF et des constructeurs. Cette instance fut rebaptisée Groupe permanent (GP) d'experts pour la sûreté des réacteurs en 1972²⁴.

Le gouvernement avait par ailleurs installé en 1955 une Commission de production d'électricité d'origine nucléaire (PEON) afin d'évaluer le coût de l'énergie nucléaire. Cette commission estima en 1967 que la filière à eau légère avait un avantage de coût de 20 % sur sa rivale. En 1969, le gouvernement décida de l'abandon de la filière technologique développée en France dans l'après-guerre au profit des réacteurs à eau légère²⁵. Mais dans le contexte de l'époque, cette décision semblait surtout préfigurer la disparition de l'industrie nucléaire civile française, tant celle-ci paraissait condamnée par l'abondance du pétrole.

Le développement économique de l'après-guerre avait été caractérisé par une croissance démographique soutenue, une augmentation rapide du revenu par tête et l'accession d'une part importante de la population aux produits de grande consommation, en particulier l'automobile. Les grandes orientations économiques étaient dictées par l'administration centrale, dans le cadre établi par les Plans quinquennaux. Pour satisfaire les besoins énergétiques considérables du pays, le gouvernement français avait décidé, au début des années 1960, de privilégier les importations de pétrole au détriment de la production nationale de charbon. Le pétrole apparaissait alors comme une ressource surabondante, et la création de l'OPEP en 1960, un an après la mise en place de mesures protectionnistes dans ce secteur par les États-Unis, semblait surtout destinée à inonder les marchés européens et japonais par l'intermédiaire de prix toujours plus bas. Les gouvernements successifs ayant confirmé et approfondi ce choix stratégique, la France avait basculé, à la veille du choc pétrolier de 1973, dans le « tout-pétrole »²⁶ (Jeanneney, 1981).

Le désarroi provoqué par le quadruplement des prix du pétrole et le nouveau contexte géopolitique mondial expliquent la soudaineté du retournement opéré par le gouvernement français en 1973-74. En 1973, quelques mois avant la guerre du Kippour et le choc pétrolier, celui-ci avait déjà décidé de porter de 8 à 13 GWe le programme de construction de centrales prévu au VIe Plan.

24. Outre le « GP réacteurs », deux autres GP furent alors créés, le premier pour les accélérateurs de particules et le second pour les autres installations nucléaires de base. Ces instances continuent d'exister et sont aujourd'hui au nombre de sept (réacteurs, déchets, laboratoires et usines, transports, équipements sous pression, radioprotection industrie et recherche, radioprotection médicale et médico-légale).

25. À la suite de cette décision, Électricité de France passa commande pour les deux types de réacteurs à eau légère exploités aux États-Unis : les réacteurs à eau sous pression, sous licence de Westinghouse, et les réacteurs à eau bouillante, sous licence de General Electric. En 1975, elle opta définitivement pour le premier.

26. Plus précisément, la consommation énergétique nationale était alors satisfaite à 78% par les importations, et aux deux tiers par celles de produits pétroliers.

En 1974, en l'espace de quelques semaines, un plan (dit « plan Messmer », du nom du Premier Ministre) fut mis sur pied et adopté, consistant à démarrer la construction de toutes les tranches planifiées avant la fin de 1975, et à engager 50 GWe supplémentaires sur la période 1974-1980.

Au total, en trois ans allant septembre 1971 à juillet 1974, six réacteurs d'une puissance de 900 MWe avaient été mis en construction dans les centrales de Fessenheim et du Bugey²⁷. Les années suivantes ont vu ce rythme s'intensifier de façon effrénée. Entre novembre 1974 et avril 1976, en l'espace d'une année et demi, douze nouveaux réacteurs furent mis en chantier : quatre au Tricastin, quatre à Dampierre et quatre à Gravelines ; le contrat pluriannuel 1 (CP1) fut complété entre 1977 et 1979 par les quatre réacteurs du Blayais et deux supplémentaires à Gravelines. En 1976, le contrat pluriannuel 2 (CP2) démarra avec la construction de deux réacteurs à Saint-Laurent, suivis de quatre à Cruas (1978-79) et quatre à Chinon (deux en 1977, un en 1980, un en 1981). En 1977, une nouvelle génération de REP d'une puissance de 1300 MWe fut introduite, dont huit tranches furent mises en chantier de 1977 à 1980 (quatre à Paluel, deux à Flamanville et deux à Saint-Alban, dites de type P4) et cinq autres de 1979 à 1981 (deux à Cattenom, deux à Belleville et une à Nogent-sur-Seine, dites de type P'4). Au total, en une décennie, la France avait procédé à la construction de 47 réacteurs pour une puissance totale de 47,5 GWe.²⁸

Dans cette réorientation stratégique, un grand nombre de décisions ont été prises par un groupe d'acteurs et d'experts de l'industrie nucléaire, comme le disait sans ambages un rapport parlementaire en 1977 :

« On sait que toute la politique nucléaire française est élaborée et proposée par la commission de production d'électricité d'origine nucléaire (commission dite PEON). Or, cette commission est composée pour une large part par les représentants d'ÉdF et du CEA ainsi que par les représentants des industriels intéressés à la réalisation du programme. Cette composition en elle-même fait problème. On n'imagine pas que la politique des constructions scolaires soit pour l'essentiel élaborée par les entreprises du bâtiment. On peut être assuré que les personnalités de grande capacité et de haute qualité qui composent la commission PEON savent, autant que d'autres, faire prévaloir ce qu'elles considèrent comme étant l'intérêt national. Mais leur formation comme leurs choix professionnels donnent à penser qu'ils examinent davantage les possibilités du développement du nucléaire que les orientations à donner à notre politique énergétique. Il en résulte que la place des différentes formes d'énergie se trouve prédéterminée, en quelque sorte sans débat au fond, dès lors que la commission a arrêté ses choix sur

27. Ces réacteurs du groupe dit CP0 (contrat pluriannuel 0) ont été mis en service entre janvier 1978 et janvier 1980.

28. Les orientations de la politique énergétique ayant été confirmées par le gouvernement issu des élections de 1981, sept nouvelles tranches P'4 furent construites entre 1982 et 1984 (une à Nogent, deux à Penly, deux à Golfech, deux à Cattenom), suivies de quatre tranches de 1400 MWe entre 1984 et 1991 (deux à Chooz et deux à Civaux, dites de type N4).

le déroulement du programme nucléaire » (Commission des Finances, de l'Économie Générale et du Plan, 1977).

4.3.1.2 Une politique de sûreté largement « déléguée »

Ce qui était vrai du processus de décision concernant la politique énergétique en général l'était *a fortiori* des décisions relatives à la sûreté.

Certes, des décisions importantes avaient été prises afin d'adapter l'organisation institutionnelle de la sûreté nucléaire à la montée en charge du secteur. Il en était découlé une architecture et des principes d'ensemble qui ont été conservés depuis, même au cours des réformes importantes des années 2000. Les fabricants (Framatome et Alstom) et l'exploitant (ÉdF) devaient répondre de la sûreté de leurs installations et montrer, en plaidant leurs dossiers, que les exigences réglementaires étaient satisfaites. Une autorité de sûreté tranchait : il s'agissait du Service central de sûreté des installations nucléaires (SCSIN) du Ministère de l'Industrie, créé en 1973. Le processus de séparation des responsabilités entamé en 1967 avait ainsi été poursuivi : désormais officiellement séparé du CEA, le SCSIN pouvait revendiquer une position d'arbitre impartial. Il s'appuyait sur un pôle unique d'expertise publique, l'Institut de protection et de sûreté nucléaire (IPSN), créé en 1976 par le regroupement des services du CEA en charge de la sûreté et de la radioprotection. L'IPSN couvrait ainsi l'ensemble des risques liés aux activités nucléaires. Il menait à la fois des activités d'évaluation et d'essais et, en demeurant rattaché au CEA, restait en contact avec la recherche et développement en matière nucléaire. Enfin, pour les décisions importantes, le SCSIN consultait les Groupes permanents (GP), où se prolongeait le « dialogue technique » à la française.

Dans le même temps, toutefois, cette organisation institutionnelle privilégiait le traitement des questions de sûreté sous un angle exclusivement technique. En témoignait l'ampleur des responsabilités du SCSIN, qui se trouvait en pratique en charge de l'ensemble de la politique de sûreté nucléaire :

« Ce service, principalement responsable de l'étude, de la définition et de la mise en œuvre de la politique en matière de sûreté nucléaire ainsi que des problèmes qui s'y rattachent, regroupe les moyens du ministère de l'industrie, du commerce et de l'artisanat en matière de sûreté nucléaire.

Il est notamment 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, sans préjudice d'application des dispositions de la loi du 30 décembre 1996 dans ce domaine ;

D'examiner pour avis les programmes du commissariat à l'énergie atomique 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 dans ce domaine par le commissariat à l'énergie atomique en application de l'article 2 du décret du 29 septembre 1970 susvisé, et promouvoir leur mise en œuvre.

Le service central de sûreté des installations nucléaires doit être à tout moment en mesure de faire la synthèse des problèmes se rapportant à la sûreté des installations nucléaires. Il prépare et propose, en ce domaine, les positions françaises dans les discussions avec les gouvernements ou les administrations des pays étrangers et organise sur le plan français les modalités pratiques de ces discussions »²⁹.

Le SCSIN était certes placé sous l'autorité du ministre de l'Industrie, appuyé par un Conseil supérieur de la sûreté nucléaire (CSSN), puis, à partir de 1975, sous celle du Comité interministériel de la sécurité nucléaire (CISN). La mission officielle du CSSN était d'analyser et d'éclairer l'action gouvernementale en matière de sûreté nucléaire, et celle du CISN était de coordonner les actions du gouvernement dans le champ plus large de la sécurité nucléaire³⁰. En pratique, toutefois, l'objectif des deux instances, comme celle du Ministère (par ailleurs tutelle de l'exploitant EDF) était en grande partie de ne pas entraver ou retarder le développement du secteur.

Le traitement de la question de la localisation des nouvelles centrales au cours des années 1976-78 est symptomatique de cette orientation (Foasso, 2003, pp.437-44). À partir du lancement du plan Messmer, la question avait progressivement gagné en acuité, et la position affirmée dans les années 1960, qui consistait à éloigner systématiquement les centrales des zones à forte densité de population, devenait de plus en plus problématique. En 1976, une grande partie des instances en charge de la sûreté, en particulier le SCSIN et certains membres du CISN, souhaitaient l'adoption de règles claires d'acceptabilité des sites. La Direction de la sûreté nucléaire du CEA a alors mis au point un critère de sélection qui s'inspirait de l'approche de Farmer et préfigurait un troisième

29. 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, article 5.

30. Outre la sûreté, la sécurité nucléaire recouvrait la protection contre les radiations ionisantes, la prévention des actes de malveillance et le contrôle des matières fissiles depuis la production jusqu'à l'état de déchets.

niveau d'évaluation probabiliste de la sûreté, dont la méthodologie venait tout juste d'être proposée par l'équipe de Rasmussen aux États-Unis. Il s'agissait d'un découpage de la région délimitée par un périmètre de 50 kms autour d'un site en secteurs géographiques, au sein desquels le nombre d'habitants était pondéré par un coefficient de transfert atmosphérique calculé à partir de données météorologiques. Un classement de 18 sites existants et potentiels avait été réalisé à partir de cette méthode. Cependant, son adoption officielle comme critère de sélection des sites aurait nécessité de reconnaître la possibilité d'accidents entraînant des rejets importants, ce qui aurait risqué de provoquer des réactions d'hostilité et de retarder la construction des centrales. Il fut donc décidé de ne pas donner suite à cette demande des services en charge de la sûreté, et de laisser à EDF une plus grande latitude dans les choix de localisation.

D'avantage qu'une délégation de l'autorité publique, le transfert des décisions en matière de sûreté à l'administration résultait donc de leur subordination à un principe supérieur : la réalisation du programme électronucléaire français. Nous allons voir à présent que ce fractionnement de la décision publique était favorisé par une doctrine de sûreté centrée sur l'approche déterministe, qu'il renforça à son tour.

4.3.1.3 Réticences à l'égard de la notion de risque

La première génération de REP ayant été construite sous licence américaine, les principes de sûreté de ces centrales ont naturellement été inspirés de la norme ANSI 18.2 alors en vigueur aux États-Unis (ANSI, 1973). Celle-ci établissait notamment quatre catégories d'états de la centrale et une correspondance entre la fréquence estimée de ces états et leurs conséquences maximales admissibles (voir la table 3.2 en page 72). L'opérateur Électricité de France proposa en 1975 aux autorités de sûreté de reprendre cette classification, et reçut leur assentiment. La règle s'appliqua initialement aux réacteurs de 900 et 1300 MWe, et fut par la suite étendue au « palier » 1400 MWe, sans toutefois jamais acquérir de valeur réglementaire.

Il faut rappeler ici que les limites ainsi posées à la fréquence d'événements initiateurs faisaient partie des dispositifs de la défense en profondeur, puisqu'elles permettaient de mesurer et de contrôler la qualité de conception et de conduite de l'installation. Pour les catégories initiales de conditions de fonctionnement, les conséquences considérées étaient des notions formelles, et ne pouvaient être mises en rapport avec des conséquences effectives qui eussent été inacceptables indépendamment de la probabilité associée. Lorsque la possibilité d'accidents graves fut reconnue et que celles-ci durent être considérées, l'appréciation de l'acceptabilité se reporta sur le risque résiduel engendré par l'installation, conduisant, comme nous l'avons vu, à l'adoption en 1977-78 d'un objectif probabiliste global de survenue de « conséquences inacceptables ». Cet objectif fut fixé par le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires à travers deux lettres adressées à Électricité de France. La

première de ces lettres énonçait les intentions du régulateur :

« D'une façon générale, 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.

Dès lors, lorsqu'une approche probabiliste sera utilisée pour apprécier si une famille d'événements doit être prise en compte pour le dimensionnement d'une telle tranche, il conviendra de considérer que cette famille d'événements doit effectivement être prise en compte si la probabilité qu'elle puisse conduire à des conséquences inacceptables est supérieure à 10^{-7} par an, cette valeur ne pouvant être dépassée, pour la famille d'événements examinée, que s'il est possible de démontrer que les calculs de probabilités effectués sont suffisamment pessimistes. [...]

Il apparaît par ailleurs nécessaire qu'Électricité de France poursuive des efforts appropriés visant à permettre dans les meilleurs délais l'utilisation d'approches probabilistes pour le plus grand nombre possible de familles d'événements » (SCSIN, 1977).

D'après des acteurs avec lesquels s'est entretenu Foasso (2003, p.379), l'objectif général de probabilité dérivait d'un raisonnement à l'échelle de l'ensemble du programme français : maintenir à moins de 0,01 la probabilité d'un accident grave sur un parc de cinquante réacteurs d'une durée de vie de quarante ans chacun (soit un total de 2 000 années réacteur). Cependant, sachant que ni les autorités publiques ni l'opérateur n'envisageaient à cette époque d'engager d'EPS générale sur le modèle de l'étude WASH-1400, l'affichage d'un objectif probabiliste global ne s'apparentait guère qu'à une déclaration de principes. L'objectif par famille ne semblait guère plus contraignant, neutralisé comme il l'était par l'ajout d'une possibilité de dépassement exprimée en termes peu précis. En outre, les « conséquences inacceptables » qu'il s'agissait d'éviter ne furent jamais définies par un texte officiel³¹.

La véritable avancée sur le plan de la doctrine était d'ordre méthodologique : les autorités en charge de la sûreté invitaient l'opérateur à adopter les méthodes probabilistes, et affirmaient que certains accidents (dont une première liste était annexée à la lettre) ne pouvaient plus être considérés impossibles et devaient devenir des objets d'étude. Par ce biais, elles prenaient leurs distances avec la notion d'accident de dimensionnement, version française de l'AMC, et semblaient s'orienter vers la définition d'un niveau général de risque que la société accepterait en contrepartie des avantages liés à la technologie nucléaire, comme les y avait invités Farmer une décennie plus tôt et avec une dizaine d'années d'avance par rapport à leurs homologues américains.

31. Libmann (1996, p.163) explique que cela permit par la suite de donner une interprétation spécifique de cette notion à chaque fois qu'une famille d'accidents était étudiée par des méthodes probabilistes, et de faire évoluer cette interprétation dans le temps. Il n'en demeure pas moins que la portée initiale du texte ne pouvait être que limitée par une telle ambiguïté.

Si l'opérateur Édf répondit favorablement à la demande de prise en compte d'un ensemble de « conditions de fonctionnement complémentaires » par le biais de méthodes fiabilistes, il se montra en revanche fermement opposé à l'introduction d'objectifs probabilistes dans la réglementation. La réaction d'Édf amena le Service Central de Sûreté des Installations Nucléaires à préciser ses intentions, et sans doute aussi à les revoir à la baisse, dans une seconde lettre d'orientation :

« Les termes de ma lettre SIN n° 1076/77 n'impliquent pas [...] que la démonstration de la sûreté d'une tranche comportant un réacteur nucléaire à eau pressurisée doit être aujourd'hui apportée par une analyse probabiliste exhaustive. Par contre, l'utilisation d'approches probabilistes devrait permettre de mieux justifier voire d'améliorer la définition et le classement des situations prises en compte dans le dimensionnement d'une telle tranche » (SCSIN, 1978).

Le *modus vivendi* trouvé à l'issue de cet échange épistolaire pouvait être ainsi résumé : l'approche probabiliste serait cantonnée à un rôle d'appui à une démarche générale déterministe. Les autorités de sûreté renoncèrent à inscrire dans la réglementation un objectif probabiliste de sûreté, fut-il indicatif, et définir par ce biais un niveau de risque socialement acceptable. Deux raisons de fond peuvent être avancées pour expliquer ce choix.

En premier lieu, les méthodes probabilistes n'étaient sans doute pas suffisamment robustes pour pouvoir jouer le rôle que leurs partisans voulaient leur voir tenir. Comme nous l'avons vu, l'étude WASH-1400 avait été fortement critiquée à la fois pour son recours aux probabilités subjectives et pour l'ampleur des incertitudes qui affectaient ses estimations. Une idée commune, notamment parmi les industriels, était alors que les seuils de probabilité affichés étaient largement arbitraires et ne pouvaient constituer une base valide pour la conception des centrales nucléaires ou l'évaluation de leur niveau général de sûreté. L'ampleur des progrès méthodologiques réalisés dans ces deux directions (l'intégration des croyances d'experts et la prise en compte des incertitudes) depuis les premières EPS montre *a posteriori* que cette critique avait une certaine validité.

En second lieu, le concept de risque était lui-même considéré avec un certain scepticisme par les décideurs, en particulier dans le cas d'événements tels qu'un accident nucléaire. Si l'école française avait pris ses distances vis-à-vis d'une approche exclusivement déterministe de la sûreté, celle-ci gardait, aux yeux des décideurs et d'une partie du public, des avantages estimables. Comme l'expliquaient deux experts de la sûreté nucléaire et promoteurs de l'approche probabiliste à propos de l'attitude des pouvoirs publics :

« 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. [...]

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 » (Tanguy et Cogné (1978) cités par Foasso (2003, p.384)).

Il est à noter, en outre, que le programme nucléaire français battait son plein en 1977 avec la construction d'une vingtaine de REP de 900 MWe des contrats pluriannuels 0, 1 et 2 et la mise en chantier de plusieurs réacteurs de 1300 MWe. Dans un tel contexte d'effort financier et de prise de risque, l'appétit des décideurs, tant parmi les autorités publiques que chez l'opérateur, pour un changement de paradigme réglementaire devait être aussi limité que les ressources qu'ils désiraient consacrer aux nouvelles méthodes d'analyse de la sûreté.

Il existait donc une synergie entre le mode de raisonnement déterministe et la priorité accordée au développement industriel. De ce fait, et malgré l'enthousiasme des experts français pour les nouvelles méthodes probabilistes, la première EPS française ne fut entreprise que six ans plus tard, en 1983, avec un retard important par rapport aux États-Unis, à l'Allemagne ou au Royaume-Uni.

Si la décision de 1978 peut donc être comprise dans son contexte historique, il est en revanche plus surprenant qu'elle soit devenue, et reste, la pierre angulaire de la doctrine de sûreté nucléaire en France.

4.3.2 Changements institutionnels, continuité doctrinale

Le cadre légal et institutionnel hérité des années 1970 a été largement rénové au cours des années récentes ; la doctrine de la sûreté, elle, n'a pas connu de véritable bouleversement.

4.3.2.1 Un cadre institutionnel rénové

Le contexte politique et, par suite, institutionnel, de la sûreté nucléaire en France connut d'importantes évolutions après la catastrophe de Tchernobyl.

Sur le plan de la sûreté proprement dite, l'un des principaux enseignements tirés de l'accident, au-delà des spécificités du réacteur et du contexte dans lequel il était exploité, était l'« importance de questions organisationnelles telles que la nécessité d'un régime réglementaire efficace et d'une culture de sûreté » (AIEA, 1996b). Un plus grand accent fut mis sur l'importance, du point de vue de l'efficacité de la défense en profondeur, du respect scrupuleux des procédures par le personnel, de la régularité et la qualité des inspections et de la priorité accordée au maintien de la sûreté par les opérateurs et les régulateurs, tous éléments jusque là en marge des approches formelles, que l'on

convint de désigner par le concept général de « culture de sûreté ».

En France, de surcroît, la gestion calamiteuse de la question des retombées radioactives par les autorités sanitaires mit en lumière les nécessités et périls de la communication en temps de crise, ainsi que les vertus d'une plus grande indépendance des autorités en charge de l'évaluation des risques. La pression en faveur d'une réforme des institutions s'accrut les années suivantes et déborda le champ du nucléaire, avec la survenue d'une succession de crises dans différents domaines de la santé publique : scandale du sang contaminé, crise de la vache folle, controverses au sujet des organismes génétiquement modifiés, épidémies.

À partir de 1987, le Parlement prit une part plus active à l'élaboration de la politique de sûreté nucléaire, en particulier en termes d'organisation institutionnelle. Suite à un premier rapport sur les conséquences du désastre de Tchernobyl, l'Office parlementaire des choix scientifiques et technologiques se saisit de la question de la sûreté nucléaire en 1990, en demandant au député Claude Birraux d'établir un rapport annuel à ce sujet. Au total, entre 1987 et 2001, l'Office rendit seize rapports ayant trait au secteur nucléaire, dont dix s'intéressaient spécifiquement à la sûreté. Dans l'ensemble, ces travaux exercèrent une pression constante en faveur d'une transparence accrue de l'information et d'une plus grande indépendance des instances publiques en charge de l'expertise et du contrôle de la sûreté nucléaire.

L'évolution institutionnelle eut lieu par étapes à partir du début des années 1990, dans le prolongement des tendances qui s'étaient dessinées au cours des années 1973-76.

En 1991, le SCSIN fut remplacé par la Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN), placée sous la double tutelle du Ministère de l'Industrie et celui de l'Environnement, ce qui, en pratique, lui permettait de jouir d'une plus grande indépendance. L'autorité de la DSIN se renforça encore en 2002, avec sa transformation en Direction générale et l'élargissement de son champ de compétence à la radioprotection. La nouvelle Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR) fut placée, outre ses tutelles précédentes, sous celle du Ministère de la Santé. Enfin, la loi 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (dite loi TSN) créa, en place de la DGSNR, une Autorité de sûreté nucléaire, dotée du statut (informel en droit) d'autorité administrative indépendante. L'ASN est dirigée par un collège de cinq Commissaires, nommés pour un mandat non reconductible de six ans et irrévocables (sauf manquement grave). Elle est en charge de la réglementation, du contrôle et de l'information du public dans l'ensemble des champs de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.

L'IPSN, de son côté, connut des réformes internes importantes dès 1990 afin de renforcer son autonomie vis-à-vis du CEA, avant d'être définitivement séparé de celui-ci par la loi du 1er juillet 1998. Issu de la fusion de l'IPSN avec l'Office de protection contre les rayonnements ionisants (OPRI) et doté d'un statut d'établissement public industriel et commercial, l'Institut de radioprotection et

de sûreté nucléaire (IRSN) est désormais l'unique organisme public en charge de l'expertise sur les risques nucléaires et radiologiques, soutien scientifique et technique de l'Autorité de sûreté nucléaire.

Même si la loi TSN réaffirme la primauté de l'État dans l'élaboration de la politique de sûreté (« L'État définit la réglementation en matière de sécurité nucléaire et met en œuvre les contrôles visant à l'application de cette réglementation »), il apparaît clairement qu'avec la création de l'ASN et de l'IRSN et l'évolution du statut des entreprises publiques Édf et Areva, les trois pôles qui ont contribué à la formulation de cette politique depuis l'origine ont gagné une large autonomie à son égard.

4.3.2.2 Principaux éléments de la doctrine française

Le fondement de la doctrine de sûreté française est resté, depuis l'origine, l'approche déterministe qui consiste principalement à appliquer à toutes les grandeurs d'intérêt des marges de sûreté estimées suffisantes et à organiser une défense en profondeur à l'aide de dispositifs techniques et humains. L'amélioration continue de cette défense par l'analyse, la recherche et le retour d'expérience fait l'objet d'une attention particulière, et il est estimé qu'aucun niveau de risque n'est acceptable en soi. Il est ainsi considéré que les réacteurs existants doivent faire l'objet de réévaluations de sûreté, qui permettent d'intégrer à leurs défenses des connaissances nouvellement acquises et de rapprocher leurs niveaux de sûreté de celles de centrales de conception plus récente. Ces réévaluations sont le plus souvent mises en œuvre à l'occasion des visites décennales de sûreté, qui entraînent un arrêt prolongé des réacteurs.

Afin d'alimenter le retour d'expérience, un effort important de collecte de données est réalisé dans l'ensemble des installations françaises (comme d'ailleurs dans la plupart des réacteurs au monde). Tout événement significatif du point de vue de la sûreté doit ainsi être identifié, répertorié et signalé à l'autorité de sûreté. Ceci permet à la fois d'assurer un suivi permanent des événements et des mesures correctives engagées par les exploitants, et de reconsidérer les hypothèses sur lesquelles les défenses sont basées.

Le traitement des scénarios de rupture de tubes des générateurs de vapeur illustre les révisions qui peuvent ainsi découler du retour d'expérience. Cet accident, qui peut conduire à la fois au relâchement direct de vapeur primaire par les soupapes de sûreté du circuit secondaire³² et au dénoyage du cœur, était classé jusqu'à la fin des années 1980 en condition de fonctionnement de quatrième catégorie, c'est-à-dire que sa probabilité était estimée être dans une fourchette allant de 10^{-6} à 10^{-4} . Or l'observation de six ruptures dans le monde, pour 1600 années-réacteur de fonctionnement, amena en 1989 à réévaluer cette probabilité et à requalifier l'accident en condition de fonctionnement de troisième catégorie (intervalle de probabilité de 10^{-4} à 10^{-2}). Ce changement

32. C'est en cela que les tubes des générateurs de vapeur constituent une exception au principe d'existence de trois barrières distinctes de confinement.

conduit à diminuer les conséquences estimées acceptables pour cet événement, et donc à prendre des dispositions afin de limiter ses conséquences effectives.

Un second exemple important est celui du retour d'expérience de l'inondation du Blayais, que nous évoquerons dans le chapitre 6.

Il est intéressant d'essayer de cerner précisément la place des méthodes probabilistes dans cette architecture, comme nous l'avons fait dans le cas des États-Unis.

La première EPS française de niveau 1 fut donc conduite de 1983 à 1990 par l'IPSN, en collaboration avec la société Framatome, pour les réacteurs de la tranche 900 MWe. En application du principe de double-expertise, l'étude préliminaire fit l'objet d'une revue par Édf, dont les remarques furent prises en compte dans la phase suivante. Une seconde EPS de niveau 1 fut menée de 1986 à 1990 par Édf pour les réacteurs de la tranche 1300 MWe, et c'est l'IPSN qui en fit la revue externe. En 1996, l'IPSN lança une EPS de niveau 2 pour les réacteurs 900 MWe, dont les premiers résultats furent publiés en 2003. L'ensemble de ces travaux a fait l'objet de mises à jour régulières, à la fois pour intégrer des améliorations de méthodes ou de données et pour tenir compte de certains changements intervenus dans la structure ou la conduite des centrales.

L'EPS publiée par l'IPSN en 1990 se donnait pour objectif « d'évaluer l'importance des problèmes de sûreté en exploitation et de juger l'intérêt d'éventuelles modifications », et plus spécifiquement :

- « la mise en évidence des points faibles de conception,
- l'analyse des spécifications techniques d'exploitation et des procédures de conduite,
- l'analyse des essais périodiques et de la maintenance en exploitation,
- l'identification des domaines de recherche » (IPSN, 1990a, p. 6).

La quantification du risque, qui est le principe même de l'EPS et en laquelle les experts de sûreté plaçaient de grands espoirs dans les années 1970, n'était pas même évoquée dans cette liste.

Cette absence était révélatrice d'une position de fond. Bien qu'elle ait été adoptée dans un nombre croissant d'applications, l'approche probabiliste a continué à jouer en France un rôle restreint d'aide à l'analyse de la sûreté. L'Autorité de sûreté nucléaire décrit ainsi sa place dans la doctrine française de sûreté nucléaire :

« La démonstration de la sûreté des réacteurs nucléaires français repose pour l'essentiel sur une approche déterministe, c'est-à-dire que les dispositions de conception retenues par l'exploitant sont justifiées par l'étude d'une série d'accidents de dimensionnement et par l'application de règles et critères qui incluent des marges et des conservatismes.

Cette approche est complétée par la réalisation des études probabilistes de sûreté (EPS). Les EPS sont une méthode d'évaluation des risques fondée sur une investiga-

tion systématique des scénarios accidentels. Elles se composent d'un ensemble d'analyses techniques permettant d'apprécier les fréquences d'événements redoutés et leurs conséquences. Elles permettent d'obtenir une appréciation globale du niveau de sûreté, intégrant aussi bien la fiabilité des équipements que le comportement des opérateurs.

À ce titre, elles apportent une aide dans la définition et la hiérarchisation des actions à mener en vue de maintenir un niveau de sûreté satisfaisant ou de l'améliorer » (ASN, 2002b).

L'enchaînement des deux dernières phrases de cet énoncé peut surprendre : si ces méthodes « permettent d'obtenir une appréciation globale du niveau de sûreté », pourquoi faut-il simplement les utiliser comme « aide dans la définition et la hiérarchisation des actions à mener en vue de maintenir un niveau de sûreté satisfaisant » ? Ne semble-t-il pas naturel de se demander si cette appréciation *indique elle-même* un niveau de sûreté satisfaisant ? dans le cas contraire, d'identifier, parmi les facteurs de risque pris en compte dans l'EPS, ceux qui paraissent les plus insatisfaisants ? à la vue de cette indication, s'interroger sur l'adéquation des moyens mis en œuvre pour assurer la sûreté des installations nucléaires ? etc.

L'explication de ce hiatus réside dans un argument ainsi résumé par un expert de l'IRSN en 1996 :

« [L']intérêt [de la méthodologie probabiliste] ne se limite évidemment pas à l'estimation de valeurs absolues de probabilités de fusion de cœur, de rejets ou de morts. Ces valeurs sont, en effet, entachées d'une très large incertitude ce qui conduit à des difficultés pour définir des objectifs probabilistes globaux. Elle donne surtout de nombreuses informations sur les composantes de ces probabilités et leurs poids relatifs. Il est ainsi possible de dégager des priorités et de porter l'effort sur les points sensibles » (Libmann, 1996, p.271).

L'incertitude des évaluations probabilistes du risque constitue donc une faiblesse qui en limite et oriente l'usage : si elles permettent d'identifier les principaux contributeurs au risque et d'apporter des améliorations ponctuelles aux dispositifs de sûreté existants, elles ne peuvent en revanche servir de base à des objectifs réglementaires. Cette appréciation semble se référer à deux précédents : les intentions affichées par le SCSIN dans ses deux lettres à EdF en 1977-78, dont elle confirme la désuétude, et les *safety goals* définis par la NRC en 1986, qui se sont avérés inapplicables en l'état.

Cette position laisse cependant certaines questions sans réponse, notamment lorsqu'il s'agit de hiérarchiser les actions à mener et de dégager des priorités. Le rapport de l'EPS 2 pour les REP 900 MWe permet d'illustrer ce point (IRSN, 2009).

Le rapport présente des évaluations de probabilités et de conséquences pour l'ensemble des familles accidentelles associées à une fusion du cœur. L'évaluation des conséquences va au-delà des

termes-source, point d'achèvement habituel d'une EPS2, pour considérer la dose de radiations reçue par une personne située à 2 km de la centrale durant quinze jours. Deux des familles accidentelles évaluées sont, à titre d'exemple, la rupture induite des tubes de générateurs de vapeur, à laquelle on a attribué une probabilité de $4 \cdot 10^{-6}$ et des conséquences équivalentes à 200 mSv, et la perte de réfrigérant primaire avec bipasse de l'enceinte de confinement, pour laquelle ces valeurs sont respectivement de $2 \cdot 10^{-8}$ et de 50 Sv.

Le rapport commence par représenter l'ensemble des familles sur un diagramme de Farmer avec une frontière d'acceptabilité de pente $-1,5$. Le diagramme ne répartit pas seulement les scénarios accidentels en deux groupes, situés de part et d'autre de la droite ; il fournit aussi, à travers la distance à cette droite³³, un critère de hiérarchisation des scénarios. L'application de ce critère conduirait, en dehors de toute considération d'acceptabilité intrinsèque, à donner la priorité à la seconde famille.

Après avoir précisé que « cette représentation est indicative, de tels critères n'étant pas utilisés en France », le rapport procède toutefois à une hiérarchisation des scénarios sur la base de ce qu'il appelle une « définition du risque » : le produit de la probabilité par les conséquences (la dose à 2 km et à quinze jours). Cette définition constitue naturellement un critère alternatif de sélection des familles accidentelles, que l'on peut représenter par une droite de pente -1 dans le diagramme de Farmer ; en d'autres termes, elle équivaut à une indifférence au risque. Son application conduit à inverser l'ordre de traitement des deux scénarios cités.

4.4 Conclusion

Nous avons vu, au début du chapitre précédent, que les définitions opérationnelles de la sûreté (telle que donnée par l'AIEA) se référaient à une appréciation externe de ce qu'étaient des « conditions de fonctionnement correctes » ou des « risques indus ». Cette appréciation est portée par un décideur public au nom de la société. De son point de vue, la sûreté constitue donc une question plus large, que l'on peut formuler comme un problème de décision face à l'incertitude. Il s'agit en premier lieu de l'incertitude inhérente aux dangers d'une installation nucléaire, que l'on s'efforce de limiter par des interventions destinées à prévenir les accidents et limiter leurs retombées. Pour concevoir ces interventions et prévoir leurs effets, il faut améliorer la compréhension des phénomènes à l'œuvre et des développements possibles au sein de l'installation, ce qui constitue une deuxième forme de réduction de l'incertitude. De façon synthétique, on pourrait ainsi énoncer l'objectif d'un décideur public en charge de la sûreté d'un système tel qu'une installation nucléaire : *s'assurer, par l'étude d'un système et la modification de son comportement, que l'incertitude liée aux dangers de son fonctionnement est suffisamment limitée pour répondre aux attentes de la société.*

³³. ou à toute droite parallèle, le facteur important étant la pente, qui définit le degré d'aversion pour le risque.

Il est naturel de penser que les attentes de la société, dans le cas d'espèce, dépendent également des bénéfices liés aux activités nucléaires civiles, considérés sur l'ensemble du cycle de combustible, ou encore des avantages relatifs d'autres formes d'énergie. Plus encore que pour d'autres choix publics en situation d'incertitude, il ne saurait être question pour une instance quelconque d'internaliser l'ensemble des préférences sociales et de rendre une décision au nom de la société face à une question d'une telle complexité. Il ne saurait pas plus être question de rassembler l'ensemble des éléments de la décision dans une analyse unique destinée à indiquer un choix optimal, à l'image de l'analyse coûts-bénéfices. Pour cette raison, il semble nécessaire que tous les éléments d'information pertinents soient rendus publics avec une grande clarté.

Si l'on adopte un tel point de vue, l'objectif de sûreté exige donc de l'autorité publique qu'elle s'attache à prendre en considération l'incertitude dans son intégrité et qu'elle verse l'ensemble de cette information au débat public de façon claire.

Dans le contexte historique qui les a vus naître, les politiques de sûreté nucléaire s'étaient donné pour but d'une part de réaliser un effort exceptionnel de prévention des accidents graves, et de l'autre de rassurer les populations au sujet des risques qu'elles couraient. Ce double objectif a conduit à un déni évident de l'incertitude dans laquelle se trouvaient ces autorités, que favorisaient également des organisations institutionnelles qui soit les plaçaient en situation de conflit d'intérêt, soit les soumettaient aux arbitrages d'instances supérieures elles-mêmes sujettes à de tels conflits. Deux éléments des doctrines originelles de la sûreté permettent d'illustrer cette attitude de déni : la façon dont les méthodes déterministes ont été mises en œuvre et les choix sémantiques à travers lesquels la politique de la sûreté a été formulée et présentée.

L'approche déterministe correspondait certes à une attitude de grande précaution, où l'on cherchait à assurer que toutes les mesures raisonnables étaient prises pour éviter la survenue d'événements défavorables, indépendamment des chances de cette survenue. Cependant, l'absence de recul vis-à-vis de ces méthodes, particulièrement de la part des autorités gouvernementales chargées de contrôler la sûreté, a entraîné l'éviction de la question de l'incertitude au moins jusqu'à la fin des années 1960. À cette époque, Farmer, l'un des plus farouches opposants du rôle exclusif accordé aux concepts déterministes tels que l'Accident Maximum Crédible dans la politique de sûreté, expliquait que ceux-ci ne permettaient pas aux experts de sûreté d'établir un dialogue avec les concepteurs et les exploitants (cité par Foasso (2003, p.95)). L'hypothèse selon laquelle l'approche de sûreté serait insuffisante était en effet d'emblée considérée incroyable. Ce cloisonnement à l'intérieur d'une approche qui comportait de lourdes incertitudes a été conforté par le fait que, dès lors qu'elles ne pouvaient être pondérées par une quelconque probabilité (celle-ci étant impossible à évaluer du fait de l'empilement de mesures conservatrices), les conséquences d'un accident plus important que l'AMC paraissaient inacceptables. C'est finalement la controverse publique qui a fini par faire une

place à l'incertitude dans la démarche des autorités de sûreté, particulièrement aux États-Unis.

Le choix de la terminologie des politiques de sûreté témoigne également d'une absence d'attention pour la question de l'incertitude. L'expression « démontrer la sûreté » nous semble, à ce titre particulièrement révélatrice, d'autant qu'elle reste d'usage courant, notamment en France. Pourtant, ayant admis que la sûreté ne pouvait être démontrée, l'Agence pour l'Énergie Nucléaire se trouvait bien embarrassée en 1991 pour expliquer ce que pouvait bien désigner l'expression :

"Absolute proof of continuing safe behaviour is impossible for all technical systems, including radioactive waste disposal systems. What must be achieved is *a convincing and indirect demonstration* that the proposed disposal system *provides a sufficient level of safety* to both current and future generations"(AEN, 1991, nous soulignons).

Or même s'il ne s'agit que d'un niveau suffisant de sûreté, dès lors que celui-ci est mesuré par des objectifs réglementaires en termes de santé publique ou même de probabilités de rejets, la qualification de démonstration est totalement fallacieuse et conduit à nier le caractère incertain des représentations théoriques qui permettent d'affirmer la réalisation de ces objectifs. Le terme ne pourrait tout au plus convenir que pour indiquer que certaines mesures techniques ont bien été prises. L'Agence pour l'Énergie Nucléaire semblait partager cette opinion en 1999 :

"The term "demonstration of safety", as used in the present report, is not intended to imply a rigorous proof of safety, in a mathematical sense, but rather *a convincing set of arguments that support a case for safety*" (AEN, 1999, nous soulignons).

« Un ensemble convaincant d'arguments » semble effectivement être une terminologie plus appropriée qu'une « démonstration » pour décrire les garanties que l'on peut apporter dans une situation où les connaissances restent lacunaires. Ceci nous semble particulièrement vrai pour des autorités publiques dont le rôle est précisément de souligner ces lacunes et de pousser à leur réduction.

Les choix opérés quant à l'usage des concepts déterministes et celui des mots illustrent le fait que la politique de sûreté, outre être subordonnée à la politique industrielle dans le domaine nucléaire, relevait d'une vision technocratique : le rôle des premiers régulateurs qu'étaient les « experts de la sûreté » dans la prise en compte des incertitudes liées aux installations nucléaires se résumait à la mise en place d'un ensemble de dispositifs techniques. Il était certes question de remettre en cause ces derniers sur un plan technique, mais pas d'en interroger la suffisance du point de vue de la société.

Après quatre à cinq décennies d'expérience d'exploitation des centrales électronucléaires et aussi d'évolution importante des sociétés, les politiques de sûreté nucléaire ont connu des bouleversements majeurs tant dans leur contenu que dans leur organisation institutionnelle. L'autorité de sûreté a désormais des responsabilités clairement établies, aussi bien dans la justification de la démarche de sûreté auprès de la société que dans la vérification de la mise en place de cette démarche

pas les acteurs industriels. Il n'est pas certain, cependant, que l'ensemble des conséquences de ce changement aient été tirées s'agissant de la place de l'incertitude dans les doctrines de sûreté³⁴.

Comme nous l'avons décrit, des deux formes de doctrine rationaliste et structuraliste distingués par Sorensen et al. (1999), il semble que les États-Unis s'orientent vers la première, qui accorde une primauté aux évaluations probabilistes, alors que la France reste fidèle à la seconde, fondée sur la défense en profondeur. Notre propos n'est pas de discuter ces choix d'une grande complexité technique. Nous avons simplement tenté d'indiquer que le processus de transition en cours aux États-Unis comportait des risques, notamment celui d'une insuffisance des évaluations probabilistes. En France, se pose un problème de cohérence des choix lorsqu'ils sont orientés par une approche probabiliste qui reste partielle, en l'absence de critères clairs de pondération des probabilités et des conséquences.

Cependant, que l'on retienne une doctrine ou l'autre, il semble aujourd'hui demeurer une lacune au sujet des incertitudes qui affectent les deux approches. Ces incertitudes, qui reflètent les limites de nos connaissances des phénomènes à l'œuvre, portent sur les hypothèses fondamentales de modélisation et sont difficilement probabilisables. Leur prise en compte reste, pour l'heure, fragmentaire et fréquemment dictée par la survenue d'événements particuliers. Les modalités d'une recherche systématique des failles dans les dispositifs de sûreté liés à ces formes d'incertitude restent à définir.

34. Ni, d'ailleurs, s'agissant de la terminologie, mais nous ne revenons pas sur ce point.