

# La sûreté : Une évolution à risque

*« Même un accident mineur serait un désastre, car il pourrait remettre en question l'acceptabilité du nucléaire en France et peut-être dans le monde. »*

**Bruno Lescoeur, Vice-Président exécutif, EDF, Rencontre biennale du World Association of Nuclear Operators (WANO), Berlin, 13-14 Octobre 2003.**

Les accidents nucléaires de Three Miles Island (1979) et Tchernobyl (1986) ont démontré le potentiel d'événements catastrophiques dans les centrales nucléaires. Alors qu'ils avaient un impact significatif sur le développement des programmes nucléaires dans un grand nombre de pays, ces accidents n'ont pas véritablement affecté l'industrie nucléaire en France. La confiance avec laquelle les pionniers du programme nucléaire français avaient promis qu'un accident majeur ne pourrait se produire en France a développé un sentiment d'immunité qui persiste en partie. Les installations nucléaires françaises sont décrites comme parmi les plus sûres au monde, et l'industrie entretient soigneusement l'idée « qu'un accident comme Tchernobyl est impossible en France ».

Il n'est pas facile de préciser ce qui pourrait réellement se passer. Il est important, en premier lieu, de noter que la technologie, l'organisation et le système de contrôle développés dans les installations nucléaires françaises ne sont pas fondamentalement différents, si l'on prend en compte quelques spécificités nationales, de ceux en place au moins dans les autres pays occidentaux. Comme partout ailleurs dans le monde, les accidents nucléaires ne sont pas « impossibles » en France, nous disent les experts de la sûreté, mais plutôt « improbables ». Cette différence essentielle ouvre un champ entier de discussion sur la probabilité des événements, depuis la façon dont elle peut être évaluée jusqu'au niveau d'occurrence qui devrait être accepté.

Il n'y a pas eu d'autre relâchement catastrophique de radioactivité avec des conséquences telles que des évacuations massives et la contamination de territoires depuis Tchernobyl. Et il n'y a pas eu en France d'accident majeur, au sens d'un événement accidentel dans une installation nucléaire avec des conséquences graves immédiates pour les travailleurs ou les populations et l'environnement. Pour autant, faut-il considérer que le niveau de sûreté s'améliore dans le monde et qu'il est encore plus élevé qu'ailleurs en France ?

Un accident qui survient démontre une faille dans la sûreté, mais le contraire n'est pas vrai. L'absence d'accident indique seulement que, si des failles potentielles dans la sûreté des installations existent, pouvant conduire un arbre donné d'événements à l'accident majeur, la succession d'événements correspondante ne s'est jamais produite dans la réalité. La démonstration de la sûreté repose sur le double objectif d'atteindre des « risques acceptables » et des « conséquences tolérables ». Elle se base de plus en plus sur l'évaluation probabiliste de sûreté (EPS), qui consiste à calculer les arbres d'événements possibles et leurs conséquences dans une certaine gamme de probabilité. Cette approche offre l'apparence rassurante d'une évaluation très complète et systématique, mais elle se heurte en fait à une incertitude irréductible des modèles par rapport à la réalité.

En bref, il n'est pas possible de prendre en compte tous les événements ou combinaisons d'événements présentant un certain niveau de probabilité (par exemple une chance sur un million par an) de façon à exclure toute autre situation. C'est montrer trop de confiance que de se croire capable de considérer a priori l'intégralité des facteurs en jeu, tels que les erreurs de conception, les problèmes de construction et de fabrication, les matériels défectueux, les événements internes et externes, les défauts de documentation et les violations volontaires ou involontaires des règles et des procédures. Ceci est d'autant plus vrai lorsqu'on se projette à l'échelle des dizaines d'années de la vie d'une centrale, avec les changements non prévisibles d'organisation interne et d'environnement que cela peut induire, ainsi que l'évolution du comportement des équipements avec le vieillissement, qu'on ne peut pas totalement projeter.

De plus, l'évaluation des conséquences repose sur des hypothèses concernant la réponse de certains composants à certaines situations, qui restent purement théoriques tant que les événements correspondants ne se déroulent pas réellement. Ceci s'applique en particulier au problème des équipements de sûreté destinés à intervenir dans les scénarios les plus graves, comme par exemple le système de protection en cas de fusion du cœur constitué par le récupérateur de corium prévu dans le réacteur EPR.

C'est pourquoi il est important de tirer tous les enseignements possibles des événements existants. Les nombreux incidents qui se produisent au fil des ans dans les installations nucléaires sans provoquer d'accident majeur encouragent un sentiment d'auto-satisfaction des opérateurs industriels, selon lequel les leçons tirées de Three Mile Island et de Tchernobyl ont porté le niveau de sûreté à des niveaux réellement acceptables. Il faut toutefois rappeler que l'avertissement constitué par Three Mile Island n'a pas empêché l'accident de Tchernobyl. Quant aux actions engagées après Tchernobyl, elles n'ont pu s'appliquer à la conception de centrales existantes, mais seulement au remplacement et à l'amélioration de certains équipements et au renforcement des procédures et de la formation.

Ce constat s'applique tout particulièrement aux réacteurs français, qui ont globalement été décidés, conçus et construits de façon très standardisée en un laps de temps très court (voir tableau 1). Les 42 premières unités du programme REP (36 réacteurs de 900 MWe et 8 réacteurs de 1 300 MWe), soit trois quarts des réacteurs actuellement en exploitation, ont été commandées en moins d'une décennie (entre 1970 et 1980) et mises en service de même (entre 1977 et 1987). Il a fallu seulement trois années de plus pour commander, et sept années de plus pour construire 12 unités de 1 300 MWe supplémentaires. Finalement, seule la réalisation des 4 dernières unités, de 1 450 MWe s'est étalée davantage, avec des commandes entre 1984 et 1993 et des mises en service en 2001.

**Tableau 1. Le programme français de réacteurs de puissance à eau pressurisée (REP)**

Type	Nombre	Centrale (et n° de l'unité)	Commande	Connexion au réseau	Mise en service industrielle
REP 900 / CP0	6	Bugey (4) Fessenheim (2)	1970-1974	Avril 1977 à juil. 1979	Déc. 1977 à janv. 1980
REP 900 / CP1	18	Blayais (4) Dampierre (4) Gravelines (6) Tricastin (4)	1974-1980	Mars 1980 à août 1985	Sept. 1980 à oct. 1985
REP 900 / CP2	10	Chinon (4) Cruas (4) Saint-Laurent (2)	1975-1980	Janv. 1981 à nov. 1987	Août 1983 à avril 1988
REP 1 300 / P4	8	Flamanville (2) Paluel (4) Saint-Alban (2)	1975-1980	Juin 1984 à juil. 1986	Déc. 1985 à mars 1987
REP 1 300 / P4	12	Belleville (2) Cattenom (4) Golfech (2) Nogent (2) Penly (2)	1980-1983	Nov. 1986 à juin 1993	Avril 1987 à mars 1994
REP 1 450 / N4	4	Chooz (2) Civaux (2)	1984-1993	Août 1996 à déc. 1999	Janv. 2001 à déc. 2001
EPR (1 600)	1	Flamanville (1)	2007	—	—

Source : d'après CEA, Elecnucl

Le cœur du programme de réacteurs français a donc été planifié il y a plus de 25 ans, trop tôt pour que le retour d'expérience des accidents de référence de 1979 et 1986 soit intégré en profondeur à la conception des installations. L'accident de Three Mile Island a été pris au sérieux en France du fait qu'il a affecté un réacteur d'une technologie semblable à celle des réacteurs français. Un groupe d'experts mandaté par le Ministère de l'industrie a proposé des renforcements de la formation théorique et pratique des opérateurs, certains équipements ont été améliorés, et les règles et procédures consolidées. L'accident reste dans les mémoires comme un choc pour l'industrie nucléaire française. Comme l'a résumé l'un des principaux responsables de la sûreté à l'époque, Pierre Tanguy, avec « les faiblesses qui ont été mises en évidence dans l'approche de sûreté antérieure », l'accident « allait faire voler en éclats » l'assurance développée par certains membres de la communauté nucléaire sur la quasi-impossibilité d'un accident.<sup>1</sup>

Il était cependant trop tard pour modifier la conception d'ensemble des réacteurs, puisque 46 d'entre eux étaient déjà en exploitation ou au moins en construction lorsque les experts français ont tiré les leçons de Three Mile

1 - P. Tanguy, Directeur de l'IPSN, « L'impact de Three Mile Island », in *Les réalités de la sécurité nucléaire après Three Mile Island, Comptes rendus des journées d'information tenues à Paris les 9 et 10 juin 1981, SFEN, 1981.*

Island en 1981. De fait, le changement majeur a plutôt porté sur le réexamen de la planification des situations d'urgence, avec les Plans d'urgence internes (PUI) et les Plans particuliers d'intervention (PPI), pour y inclure le scénario de fusion du cœur avec relâchement de radioactivité hors du site. De même, l'accident a provoqué le développement de nouvelles méthodes d'évaluation du risque en situation accidentelle pour mieux tenir compte de possibles défaillances multiples ou d'erreurs humaines.

Après un travail intense pour intégrer le retour d'expérience de Three Mile Island, l'industrie nucléaire a réagi très défensivement au désastre de Tchernobyl, pointant sa nature spécifique « d'accident soviétique » résultat inéluctable de défaillances dans la technologie et l'organisation, et en minimisant outrageusement ses conséquences humaines et environnementales. Les autorités françaises se sont montrées les plus défensives, au point de nier tout impact sur le territoire français du large nuage radioactif qui survola l'Europe (refusant donc de prendre toute mesure concernant la consommation de nourriture, d'eau etc.), une attitude restée dans la mémoire collective comme l'affirmation mensongère que « le nuage s'est arrêté à la frontière française ».

L'accident a toutefois pesé sur l'évolution des exigences de sûreté imposées aux nouveaux réacteurs en France autant qu'au niveau international. Dès le début des années quatre-vingt-dix, seules deux commandes de la dernière série de réacteurs français, les N4 de 1450 MWe, avaient été complétées que les experts officiels de la sûreté jugeaient déjà ce modèle dépassé. Comme un directeur de l'IPSN (aujourd'hui IRSN) le notait alors, « la conception des tranches du palier N4 (...) remonte à la première moitié des années 1980 (...). Aujourd'hui, il apparaît à tous les acteurs concernés qu'une amélioration significative de la sûreté des tranches futures est nécessaire par rapport à celles des tranches actuelles »<sup>2</sup>. Il a été rappelé, au cours d'auditions parlementaires en 2003, que les autorités de sûreté françaises (aujourd'hui l'ASN) avaient affirmé dès 1995 qu'il ne serait désormais plus acceptable de construire des réacteurs N4, au vu de l'évolution des exigences de sûreté par rapport à leur conception au milieu des années quatre-vingt.<sup>3</sup> Ce besoin d'un standard plus élevé de sûreté a constitué la principale raison du développement d'un nouveau design, conduisant au projet EPR conjoint avec l'Allemagne.

Pourtant, les mêmes réacteurs qui ne seraient pas construits aujourd'hui comme insuffisamment sûrs sont exploitées dans des conditions de sûreté présentées comme acceptables. Cette vision s'appuie largement sur les statistiques d'événements jugés significatifs par les exploitants et les autorités. Les opérateurs des quelque 200 installations nucléaires que compte la France déclarent un très grand nombre d'événements chaque année, le seul EDF en déclarant lui-même entre 10000 et 12000<sup>4</sup>, dont 700 à 800 sont qualifiés d'« incidents » ou d'« événements significatifs » (voir figure 1). Ces événements sont régulièrement analysés par l'IRSN et discutés ensuite au cours de réunions internes avec EDF et l'ASN pour préparer leur classement et contribuer au retour d'expérience pour la prévention des risques d'exploitation.

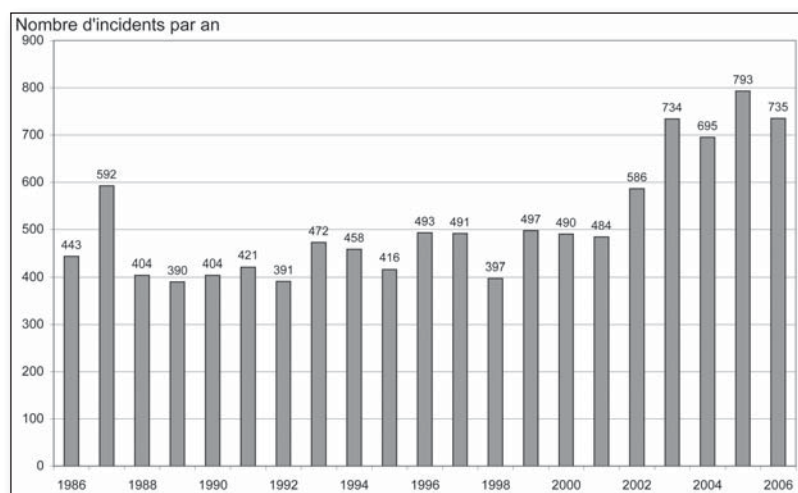


Figure 1. Incidents significatifs dans les réacteurs nucléaires français, 1986-2006

Source : IRSN, 2007

Malheureusement, la base de données de ces événements et de leur analyse n'est pas publique. Selon un rapport citant le Directeur de la sûreté des réacteurs à l'IRSN<sup>5</sup>, environ 200 événements sont considérés comme « importants » chaque année (244 en 2006), et 100 retenus dans le cadre du retour d'expérience national. En moyenne, environ 20 événements par an sont analysés comme des précurseurs, au sens où ils mettent en péril plusieurs lignes de défense et auraient pu mener, dans d'autres circonstances, à un accident grave. Au final, entre 2 et 3 événements par an font en moyenne l'objet d'une analyse en profondeur par l'IRSN.

2 - D. Quéniart, Directeur délégué à la sûreté de l'IPSN, « La sûreté dans les années 1990 », *Revue Générale Nucléaire*, n° 5, Sept.-oct. 1991.

3 - Ch. Bataille, C. Birraux, *Durée de vie des centrales nucléaires et des nouveaux types de réacteurs*, OPECST, 2003, op. cit., d'après l'audition de B. Dupraz, Directeur délégué de la Branche énergie d'EDF, le 19 décembre 2002.

4 - Bien qu'une large majorité d'entre eux relève de la sûreté, il convient de préciser que ces événements incluent en fait tous les événements intéressant la sûreté, la radioprotection et la protection de l'environnement (respectivement 73,7 %, 22,2 % et 4,1 % pour l'année 2005).

5 - M. Schneider (Dir.), *Residual Risk – An Account of Events in Nuclear Power Plants Since the Chernobyl Accident in 1986*, mai 2007.

Il n'y a malheureusement pas d'indication sur le lien existant entre cette analyse statistique et le classement d'événements selon l'échelle International Nuclear Events Scale (INES) régulièrement publié par l'ASN (voir figure 2). Le nombre d'événements enregistrés sur l'échelle INES en France montre d'importantes variations annuelles qui ne trouvent pas d'explication technique. Il est difficile de dégager des tendances de ces statistiques. Selon une analyse présentée par l'ASN dans son rapport annuel 2005, une tendance remarquable est que les réacteurs les plus récents (en terme de technologie et de durée d'exploitation) connaissent plus d'incidents que les plus anciens, avec une moyenne de 10 incidents par 900 MWe par an, montant à 12 par an pour les 1 300 MWe et à 13 par an pour les 1 450 MWe.

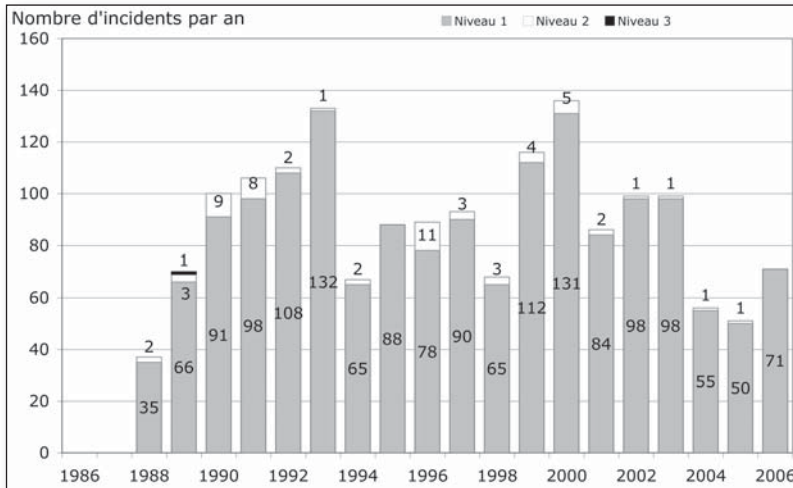


Figure 2. Incidents classés sur l'échelle INES dans les réacteurs nucléaires français, 1986-2006

Source : IRSN, 2007

Un total cumulé de 10 786 incidents significatifs ont été déclarés dans les centrales françaises entre 1986 et 2006, dont 1 615 classés au niveau 1 de l'échelle INES, et 59 au niveau 2. Un seul événement a été classé niveau 3. L'ASN a rapporté que 764 événements ont été déclarés par EDF pour 2007, dont 56 classés niveau 1 et aucun à un niveau plus élevé. Il faut y ajouter 50 à 200 événements rapportés chaque année pour les usines de la chaîne du combustible, les autres installations nucléaires et les transports.

Le problème avec l'échelle INES est qu'elle tend à distordre la communication et le classement des événements en regard de leur importance réelle du point de vue de la sûreté. Alors que le nombre total d'événements reportés a quasiment doublé entre 1998 et 2005, le nombre d'événements classés 1 ou plus sur l'échelle INES a diminué de 136 en 2000 à 51 en 2005... En d'autres termes, il y a une forte tendance à l'augmentation du nombre d'incidents (de 7,1 par réacteur par an en 2000 à 10,8 en 2007), mais le nombre de ceux jugés importants selon les critères INES diminue.

L'échelle INES de l'AIEA définit les événements comme « écarts » (niveau 0), « anomalies » (niveau 1), « incidents » (niveau 2), « incidents graves » ou « accidents évités de peu » (niveau 3), et « accidents » (niveaux 4 à 7). Les critères utilisés pour classer les événements intéressant la sûreté sur l'échelle INES sont complexes, mais essentiellement basés sur les conséquences radiologiques immédiates sur les travailleurs, le public et l'environnement plutôt que sur la mesure du degré avec lequel la situation observée s'approche de dommages importants.

Par conséquent, certains événements qui s'approchent d'un scénario d'accident grave sans toutefois que celui-ci ne se réalise à quelques éléments aléatoires près, ou certains événements qui apparaissent comme des avertissements ou des précurseurs d'accidents graves, peuvent être classés avec un niveau très faible sur l'échelle en comparaison avec des événements dont les implications sont moindres en termes de défaillance des lignes de défense, mais qui ont des conséquences immédiates. Dans cette logique, l'échelle INES peut induire un effet négatif en conduisant les exploitants à être davantage soulagés lorsqu'un incident s'achève sans conséquences immédiates que préoccupés lorsqu'une situation de « quasi-accident » a pu se développer.

L'incident de Forsmark, survenu en Suède en juillet 2006, illustre l'importance potentielle d'un tel scénario de « quasi-accident » pourtant sans conséquences radiologiques immédiates. Après qu'un court-circuit dans un transformateur sur le réseau à proximité de la centrale ait provoqué un arrêt d'urgence du réacteur, une suite complexe d'événements a conduit à des défaillances en série. L'incident a clairement révélé une faiblesse de conception du réacteur qui, selon certains experts, n'est passé qu'à quelques minutes d'un scénario de type Tchernobyl.

Un seul accident au sens de l'échelle INES a en tout et pour tout été recensé en France. Le 13 mars 1980, sur le réacteur graphite-gaz de Saint-Laurent-A2, une défaillance locale du système de refroidissement due à l'usure de certains composants dans la cuve du réacteur a conduit à la fusion totale de deux éléments combustibles, et la fusion partielle de deux autres. Même les incidents classés au niveau 3 sont très rares. L'un d'eux est le feu déclen-

ché par des déchets radioactifs (des boues bitumées issues du retraitement) dans les installations d'entreposage de La Hague en 1981.

Un autre incident grave, survenu au Bugey le 14 avril 1984, serait probablement classé niveau 3 aujourd'hui mais ne l'a pas été à l'époque. Un défaut de conception de câbles électriques liés au contrôle-commande a entraîné leur défaillance, entraînant un blackout complet du réacteur 4 de la centrale. L'utilisation des sources de secours, fournies par deux générateurs diesel, était indispensable pour l'arrêt d'urgence du réacteur. Mais il a été impossible de démarrer le premier des deux groupes diesel, laissant le second groupe comme dernière et seule ligne de sûreté avant une fusion du cœur. Le 16 août 1989, un autre incident était classé niveau 3 à Gravelines-1, après la découverte que le réacteur avait été exploité pendant un an environ avec des vis inadaptées causant une grave dégradation du système de protection contre la surpression du circuit primaire.

Les auteurs du rapport Residual Risk ont obtenu de l'IRSN en 2007 une sélection commentée des incidents les plus significatifs du point de vue de la sûreté sur les réacteurs nucléaires français entre 1986 et 2006, qui montre combien ce critère peut différer du classement INES : 8 des 18 incidents sélectionnés par l'IRSN ont été seulement classés au niveau 1 de l'échelle INES, et l'un était même non classé.

Cette sélection montre quelle variété de facteurs peuvent affecter la sûreté des installations françaises, avec 18 incidents qui couvrent l'ensemble des causes premières, depuis les erreurs de conception ou les équipements défaillants jusqu'aux procédures inadéquates et aux erreurs humaines.

Certains incidents illustrent la faiblesse inhérente à l'approche probabiliste, comme l'incident du Blayais-2 en 1999. La puissance inattendue de la tempête qui a frappé la France le 27 décembre 1999 était telle qu'elle a conduit à la combinaison de deux conditions critiques : une inondation centennale de la centrale et la perte de connexion au réseau électrique externe, entraînant un arrêt d'urgence alors même que certains équipements de sûreté clé (pompes des circuits d'injection d'eau, circuits d'aspersion) n'étaient pas en état de fonctionner, et que toute intervention humaine était périlleuse vu les conditions météorologiques. Chacune des conditions initiales avait été considérée comme suffisamment probable pour être prise en compte, mais pas leur réalisation simultanée. De plus, cet incident a conduit à la révision des protections contre les inondations sur tous les sites, conduisant à la nécessité de renforcer le dimensionnement des dispositifs de protection des centrales nucléaires de Belleville, Bugey et Chooz.

Ceci illustre la difficulté à intégrer au moment de la conception d'un réacteur l'ensemble des événements internes et externes qui pourraient intervenir avec une probabilité suffisante sur toute sa durée de vie. La probabilité de conditions climatiques extrêmes, en particulier, doit être réévaluée en prenant en compte l'impact local du changement climatique en cours. Les progrès des méthodes d'évaluation du risque sismique ont aussi conduit à des révisions du niveau maximum de séisme à considérer sur certains sites, conduisant à leur tour à des réévaluations du niveau de résistance requis de certains équipements. Ceci s'applique aux réacteurs d'EDF, qui font l'objet d'un large programme de renforcement, mais aussi aux autres installations, en particulier les plus anciennes qui ont été construites avec des exigences assez faibles en matière de résistance au séisme. L'ATPu, usine de fabrication de combustible MOX de Cadarache – sur la faille sismique de la Durance – a été finalement fermée en 2003 après des années de pression par l'ASN du fait de son dimensionnement insuffisant contre le risque sismique.

La sélection d'incidents illustre également comment le haut niveau de standardisation des réacteurs d'EDF est source de défauts génériques, dont certains provoquent des incidents sur les 58 réacteurs en exploitation. Le plus sérieux était probablement le problème de colmatage des puisards qui aurait fortement affecté la recirculation d'eau du circuit primaire en cas d'accident avec perte d'eau de ce circuit. Le problème, déjà connu dans des réacteurs étrangers de conception similaire dès le début des années quatre-vingt-dix, a été reconnu sur l'ensemble des 34 unités de 900 MWe en décembre 2003.

Des défauts génériques ont continué à être identifiés sur les réacteurs d'EDF en 2007. Le 26 février 2007, l'ASN a produit une note concernant les 58 réacteurs, après avoir observé que les marges d'erreur n'avaient pas été prises en compte dans des tests périodiques de certains équipements cruciaux pour la sûreté, alors même qu'en tenant compte de ces marges d'erreur certains tests auraient pu échouer. L'incident a été classé niveau 1 sur l'échelle INES.

Également en 2007, un sérieux problème est apparu avec le colmatage en grand nombre de plaques entretoises des générateurs de vapeur, affectant un nombre important de réacteurs. Le phénomène pourrait toucher 80 % des tubes dans les réacteurs concernés, et est estimé progresser au rythme de 5 % par an. Le problème, qui aura de sérieuses conséquences économiques car il réduit la puissance des réacteurs, constitue une préoccupation sur le plan de la sûreté car il augmente la sensibilité des tubes à la fatigue vibratoire et peut mener à des ruptures de tube, comme cela s'est déjà produit à la centrale de Cruas. De plus, suite à un problème de rupture de tube à Fessenheim-2, l'ASN a requis en février 2008 qu'EDF procède avant septembre 2008 à l'obturation de certains tubes de générateurs de vapeur dans tous les réacteurs affectés par un problème de défaillance générique des

supportages anti-vibratoires – le nombre de réacteurs et de tubes n'a pas été rendu public.

Bien que les installations nucléaires françaises bénéficient d'un bon bilan marqué par un très faible nombre d'accidents ou d'incidents graves au sens de l'échelle INES, l'analyse du nombre croissant d'événements considérés comme significatifs pour la sûreté, dont certains proches de situations réellement sévères, pointe la montée du risque de catastrophe. Le temps est largement révolu où les experts officiels de la sûreté en France pouvaient prétendre que le risque d'accident majeur était si faible qu'il pouvait être négligé. Les problèmes qui s'accumulent sur différents composants clés pour la sûreté des 58 réacteurs et l'évolution du champ des événements possibles à prendre en compte apportent une lumière inquiétante sur le niveau de sûreté réel de l'industrie nucléaire française.

## GROS PLAN

### 1986-2006 : Vingt ans d'incidents marquants en France.

Bien qu'ils soient peu médiatisés du fait de leur faible classement sur l'échelle INES, basée sur le risque radiologique immédiat plutôt que sur un critère intrinsèque de sûreté, de nombreux événements significatifs touchant les réacteurs nucléaires ou les usines du cycle révèlent d'importantes défaillances de conception, de qualité, de procédures ou de systèmes, susceptibles de déclencher des enchaînements dramatiques. La France ne fait pas exception à cette règle. Une équipe internationale d'experts indépendants a demandé et obtenu, pour son rapport *Residual Risk*, paru en 2007, une sélection commentée par l'IRSN de certains des plus significatifs de ces incidents précurseurs ou quasi-accidents survenus en France entre 1986 et 2006. On reproduit ci-dessous les commentaires des auteurs sur ces 18 incidents sélectionnés, présentés par ordre chronologique :

- **12 janvier 1987, Chinon-B3** (non classé sur l'échelle INES). Les conditions particulièrement froides de l'hiver 1986-1987 ont entraîné le gel de plusieurs matériels et systèmes importants pour la sûreté du réacteur, en particulier au niveau de l'arrivée d'eau depuis la Loire.
- **16 août 1989, Gravelines-1** (INES niveau 3). Le montage d'un type de vis inadéquat sur les valves de relâchement de la pression du circuit primaire aurait rendu le système de protection contre la surpression inefficace. Les valves se seraient ouvertes et fermées avec un retard significatif par rapport aux conditions prévues à la conception. L'exploitant a contesté le classement au niveau 3 et a initié, en vain, une procédure pour le déclasser au niveau 2.
- **30 octobre 1990, Cruas-4** (INES niveau 1). L'explosion d'un commutateur 6,6 kV provoqua un feu qui entraîna à son tour la perte d'un des deux circuits électriques de secours. La destruction du commutateur a été provoquée par la dégradation de joints élastiques du fait de leur exposition à la chaleur. Le même défaut a par la suite été observé sur le second circuit.
- **23 septembre 1991, Bugey-3** (INES niveau 2). Les tests de pression du circuit primaire effectués dans le cadre d'une visite décennale ont mis en évidence une fuite au niveau du support des mécanismes de conduite des barres de contrôle, à la traversée du couvercle de cuve.
- **29 janvier 1994, Bugey-5** (INES niveau 2). Alors que le réacteur était à l'arrêt et que le niveau dans le circuit primaire avait été réduit pour permettre l'exécution de certaines opérations de maintenance, le flux d'eau au niveau des pompes primaires a connu huit heures de fluctuation sans intervention de l'opérateur. Les spécifications techniques exigent explicitement une surveillance étroite de ces paramètres dans de telles conditions d'exploitation, car ces fluctuations peuvent indiquer une dégradation des pompes du circuit primaire pouvant conduire à leur perte et donc au risque de dégradation du cœur. Les autorités de sûreté ont identifié un « dysfonctionnement significatif » : le manuel était erroné, les opérateurs n'avaient reçu aucun entraînement spécifique pour cette opération « particulièrement délicate », la situation avait été considérée à tort comme « normale et sûre », et la visite de l'ingénieur de sûreté dans la salle de contrôle n'avait entraîné aucune action corrective. L'incident avait à l'origine été classé niveau 1.
- **12 mai 1998, Civaux-1** (INES niveau 2). Alors que l'unité était arrêtée, une rupture due à la fatigue thermique s'est produite sur une conduite de 25 cm de diamètre du circuit primaire, entraînant une fuite importante (30 m<sup>3</sup> par heure). Il a fallu 10 heures

pour isoler la fuite. Celle-ci consistait en une fissure de 18 cm de long au niveau d'une soudure. Le réacteur, l'un des quatre plus modernes des réacteurs français (N4, 1 450 MWe), n'était en fonctionnement que depuis six mois.

- **11 mars 1999, Tricastin-1** (INES niveau 1). À l'issue d'une série de défaillances organisationnelles et d'erreurs humaines, un technicien a pénétré dans un espace protégé, hautement radioactif du bâtiment réacteur (zone rouge) et a reçu une dose d'environ 340 mSv (17 fois la limite autorisée à l'époque pour l'exposition des travailleurs).
- **10 juin 1999, Tricastin**, généralisé aux 58 réacteurs d'EDF (INES niveau 1). Des protections en polyamide, non qualifiées pour les situations accidentelles, avaient été posées au lieu de protections métalliques sur des roulements à bille des pompes d'injection de sûreté. D'abord identifié sur le site du Tricastin, le problème s'est avéré toucher l'ensemble des réacteurs d'EDF.
- **27 décembre 1999, Blayais-2** (INES niveau 2). Les tempêtes inhabituelles de la fin 1999 ont conduit à l'inondation de la centrale du Blayais. Certains équipements importants pour la sûreté ont été inondés, comme les pompes d'injection de sûreté et les systèmes d'aspersion des unités 1 et 2. Le système électrique a été affecté également. Pour la première fois, le niveau national du plan d'urgence interne (PUI) a été déclenché.
- **2 avril 2001, Dampierre-4** (INES niveau 2). Suite à une série d'erreurs humaines et organisationnelles, le schéma correct de rechargement du combustible dans le réacteur n'a pas été respecté. Cette situation aurait pu entraîner un risque de criticité.
- **21 janvier 2002, Flamanville-2** (INES niveau 2). L'installation de condenseurs inadaptés due à une procédure inappropriée a conduit à la perte simultanée de plusieurs panneaux de contrôle-commande et systèmes alors que le réacteur était en fonctionnement, ainsi qu'à la destruction de deux pompes intéressant la sûreté pendant la mise à l'arrêt.
- **24 décembre 2003, tous réacteurs 900 MWe** (INES niveau 2). La mauvaise conception des filtres sur les puisards entraîne le risque potentiel de colmatage par des débris, donc de perte du refroidissement de secours par recirculation d'eau en situation post-accidentelle. Le problème a été par la suite identifié non seulement dans tous les réacteurs 900 MWe français mais aussi dans de nombreux réacteurs dans le monde.
- **24 janvier 2004, Fessenheim-1** (INES niveau 1). Suite à une erreur de manipulation d'une vanne de circuit auxiliaire, des résines échangeuses d'ions ont été introduites dans le circuit primaire. Leur présence aurait pu menacer l'intégrité des joints des pompes primaires ainsi que le bon fonctionnement des barres de contrôle. Ces deux éléments sont essentiels pour le contrôle et l'arrêt du réacteur.
- **22 mars 2004, 58 réacteurs d'EDF** (INES niveau 2). Un défaut d'isolation sur une armoire électrique a été observé à Penly après une fuite de vapeur proche d'un équipement électrique théoriquement qualifié pour résister à des conditions accidentelles. La non conformité du câblage a par la suite été reconnue sur tous les réacteurs français, entraînant un programme de vérification et de réparations à grande échelle.
- **16 mai 2005, Cattenom-2** (INES niveau 1). La qualité insuffisante du câblage d'alimentation d'une pompe du circuit secondaire a entraîné un incendie sur un faisceau électrique. En conséquence, l'un des deux circuits de sûreté a dû être déconnecté. L'opérateur EDF a déclenché le niveau local (niveau 1) de son Plan d'urgence interne (PUI) et le centre technique de crise (CTC) a été activé pour quelques heures. Les autorités de sûreté se sont contentées d'un communiqué de neuf lignes. Les détails de l'incident n'ont jamais été publiés.
- **7 avril 2005, Gravelines-3** (INES niveau 1). Au cours de l'année 2006, l'opérateur a noté la présence de pièces provisoires sur les deux lignes de protection sur le contrôle-commande. Ces pièces avaient été placées au cours de l'arrêt programmé du réacteur précédent, et laissées en place par erreur. En situation accidentelle certaines séquences automatiques de mise en sûreté n'auraient pas pu se dérouler de façon normale.
- **30 septembre 2005, Nogent-1** (INES niveau 1). Un certain nombre de défaillances matérielles ajoutées à une erreur humaine au cours du redémarrage du réacteur ont entraîné l'intrusion d'eau chaude et de vapeur dans les quatre pièces contenant les tableaux de contrôle-commande du système de protection du réacteur. En conditions normales, ces pièces sont indépendantes l'une de l'autre et ne devraient jamais être mises simultanément en situation dangereuse. En cas d'accident, cet incident aurait placé l'opérateur dans des conditions très difficiles pour ramener le réacteur à un état sûr. EDF a activé son Plan d'urgence interne et l'Autorité de sûreté nucléaire ASN a activé une situation d'urgence au niveau national pour quelques heures. L'ASN a produit un communiqué de 10 lignes.
- **21 décembre 2005, Chinon-B**, quatre unités (INES niveau 1). Une surveillance inadaptée du canal de prise d'eau du circuit de refroidissement tertiaire a entraîné la formation d'un bouchon de sable à l'intérieur. L'effondrement de l'amas de sable aurait pu entraîner la perte d'évacuation de chaleur pour l'ensemble des quatre réacteurs.

## GROS PLAN

### L'EPR, promesses d'améliorations contre nouvelles vulnérabilités

« La conception de l'EPR assure le haut niveau de sûreté nucléaire requis au plan mondial pour les futures centrales »

Areva, 2003

Les leçons de Three Mile Island et de Tchernobyl sont arrivées trop tard pour être intégrées en profondeur à la conception des 58 réacteurs actuellement exploités par EDF. Bien qu'ils les considèrent aussi sûrs qu'il était prévu à l'époque de leur conception, l'exploitant comme l'autorité de sûreté ont reconnu depuis plus de 10 ans que ces réacteurs ne répondraient pas aux standards de sûreté actuels, tels qu'ils sont appliqués aux nouveaux réacteurs.

Depuis le milieu des années quatre-vingt-dix, l'industrie nucléaire française a développé, avec l'Allemagne puis seule, le modèle EPR comme réponse à ces nouvelles exigences. Ce réacteur s'appuie sur les designs des plus récents réacteurs français et allemands, respectivement N4 et Konvoi, et cherche à renforcer leur sûreté par l'addition de dispositifs supplémentaires et redondants plutôt qu'à revoir en profondeur leur conception. Cette approche a été qualifiée d'« évolutionnaire », par opposition à des concepts plus « révolutionnaires » de réacteur à l'étude dans d'autres pays. Et l'EPR se présente peut-être comme le moins innovant parmi les nouveaux modèles « évolutionnaires » tels que l'AP-1000 américain qui développe davantage de systèmes de sûreté passive.

Les renforcements apportés à l'EPR, par rapport à son prédécesseur N4, comportent principalement une épaisseur accrue de l'enveloppe, la multiplication et l'amélioration des systèmes de sauvegarde, ou l'augmentation du volume d'eau dans le circuit primaire, ainsi que des améliorations dans les procédures opérationnelles et l'automatisation du contrôle-commande. Tous ces efforts visent à réduire la probabilité d'un scénario conduisant à une fusion du cœur. L'objectif global est de réduire cette probabilité d'un facteur 10, d'un niveau « garanti » de 1 chance sur 1 million par réacteur par an pour les réacteurs existants à 1 chance sur 10 millions. Toutefois, comme pour reconnaître le caractère incertain de cette réduction des probabilités, la principale innovation de l'EPR consiste dans son « récupérateur de corium », conçu pour recevoir et laisser refroidir le cœur fondu en cas d'accident majeur, cette fois avec le but d'empêcher tout relâchement massif de radioactivité à l'extérieur de la centrale, même dans un tel scénario.

La conception de l'EPR reste donc basée sur le même principe selon lequel les événements accidentels peuvent en théorie être intégralement réduits à des projections sous forme d'arbres de probabilités, une hypothèse encore plus problématique au vu des 60 ans

d'espérance de vie projetée pour de nouveaux réacteurs EPR<sup>1</sup>. De plus, la complexité des systèmes en jeu rend leur évaluation sujette à une forte incertitude, qui ne peut être levée par des tests en grandeur réelle – hormis malheureusement dans le cas d'un véritable accident<sup>2</sup>. Certains éléments clés pour la démonstration de sûreté de l'EPR, tels que le récupérateur de corium, la prévention des explosions d'hydrogène en cas de fusion du cœur, ou le comportement du système automatisé de contrôle-commande, restent sujets à controverse. Il faut également noter que le niveau de performance visé pour ce réacteur introduit de nouveaux enjeux de sûreté. Ainsi, en particulier, le comportement des éléments combustibles qui atteindraient les hauts taux de combustion visés ne pourrait être pleinement garanti avec les technologies existantes.

Enfin, il faut bien considérer que la sûreté d'un réacteur est aussi celle de l'ensemble de la chaîne combustible sur laquelle il s'appuie, le niveau global de sûreté étant celui du maillon le plus faible du système. L'EPR n'apporte aucune amélioration sur ce plan, puisqu'il repose strictement sur les mêmes technologies d'amont et d'aval que les réacteurs existants. Au contraire, le niveau de performance plus élevé visé pour le combustible induira des nouveaux problèmes de sûreté et de radioprotection à toutes les étapes de la gestion du combustible<sup>3</sup>.

Au bout du compte, la division par 10 de la probabilité d'un accident majeur dans le réacteur n'apparaît ni suffisamment démontrée compte tenu des incertitudes sur plusieurs points clés, ni suffisante en tant qu'objectif au vu des limites de l'approche probabiliste d'une part, et de la nécessité de considérer la sûreté de l'ensemble de la filière d'autre part. En regard du champ potentiel d'innovation dans le domaine des systèmes de sûreté, on peut douter que la conception de l'EPR réponde aux évolutions des exigences de sûreté à l'échelle du siècle, intervalle de temps qui séparerait la fermeture d'un EPR démarré en 2020 de la conception dans les années quatre-vingt du modèle N4 sur lequel il se base.

1 - L'approche probabiliste échoue bien sûr aussi à couvrir le champ des actes de malveillance dont on peut raisonnablement craindre, après le 11 septembre, qu'ils pourraient apporter une charge thermique et/ou mécanique supérieure à celle de situations accidentelles.

2 - Par exemple, la résistance de l'enveloppe aux pressions élevées correspondant à un accident peut être testée, mais sans être couplée aux conditions de haute température qui l'accompagneraient en situation réelle.

3 - Les problèmes liés à l'évolution projetée par EDF des performances du combustible sur l'ensemble de son parc ont notamment été détaillés en 2001 dans un rapport non public de l'IRSN au Groupe permanent combustible.



## GROS PLAN

### Sommes nous préparés à un accident majeur ?

La France a fait, puis affirmé, le choix de l'arme nucléaire et de la production électrique nucléaire. De ce fait, le territoire français compte plus de 35 sites nucléaires<sup>1</sup> et est sillonné à longueur d'année par de multiples transports de matières radioactives par rail ou route.

Les systèmes de sûreté et de sécurité ont toujours des limites. Une question reste, que nous pourrions formuler ainsi : « et si il y avait un accident ? ». Cette question longtemps considérée comme au mieux saugrenue, au pire démagogique par les autorités, est pourtant digne d'intérêt. On est en effet en droit de considérer qu'un pays faisant le choix du nucléaire doit adopter des dispositifs de secours et de sécurité civile adaptés. L'éventualité d'un accident majeur n'est pas nulle, il faut s'y préparer.

#### Que nous dit-on ?

Le dispositif officiel est explicité sur le site de l'autorité de sûreté nucléaire ([www.asn.fr](http://www.asn.fr)) qui ne semble malheureusement pas très à jour puisque les changements institutionnels ayant donné naissance à l'ASN en 2006 ne sont pas pris en compte. Les principaux dispositifs et surtout la « doctrine » de gestion d'une crise n'ont cependant guère évolué.

En cas d'événement majeur, l'industriel prévient le Préfet du département concerné et l'ASN. L'ASN évalue la situation et « conseille » le préfet qui prend les décisions. Il est la clé de voûte du dispositif.

La population, informée par une sirène particulière, est censée appliquer les consignes : se mettre à l'abri (on ne parle plus de confinement), écouter la radio, ne pas trop téléphoner, laisser les enfants à l'école et attendre les instructions. Le préfet, de son côté, déclenche le Plan Particulier d'Intervention (PPI) du site nucléaire concerné. Ce PPI est bien entendu censé avoir été préparé en amont et mis à jour au minimum tous les 5 ans. Des simulations sont parfois organisées pour tester les dispositifs.

#### De la théorie à la pratique...

La gestion d'une crise nucléaire repose donc essentiellement sur la préparation en amont, le balisage des actions à entreprendre par les différents acteurs et l'information préalable. Mais la doctrine a de nombreuses faiblesses de principe, et surtout il y a loin de celle-ci à la réalité.

**La règle des 10 km.** Les PPI sont construits en fonction d'une zone fixée à un périmètre de 10 km autour de l'installation nucléaire. L'ASN explique que cette limite a été fixée en fonction de scénarios variés d'accidents et qu'au-delà des 10 km, les autorités pourront en quelque sorte s'organiser dans un second temps. Les quelques scénarios accidentels publiés par des experts indépendants amènent cependant à douter de cette règle. Les conditions météorologiques sont en effet un facteur majeur de la vitesse de dispersion de la radioactivité. Le minimum serait probablement de tenir compte de la localisation géographique et de la météo observée.

**La préparation des habitants.** Les personnes vivant dans ce fameux périmètre des 10 km ont normalement toutes reçu une notice avec le comportement à adopter en cas d'alerte : se mettre à l'abri à l'intérieur, ne pas fuir, ne pas aller chercher ses enfants, écouter la radio pour entendre les instructions. Selon les départements, la distribution est plus ou moins régulière et les nouveaux venus pas forcément informés. Pour les touristes, personnes de passage etc... c'est à leurs hôtes d'assurer l'information, ce qui n'est généralement pas fait. Le PPI est un document public théoriquement disponible en préfecture pour les citoyens qui le désirent. Ceux qui ont essayé d'en obtenir une copie pourront témoigner des difficultés rencontrées.

**Les sirènes d'alerte.** Chaque site nucléaire est doté de sirènes pour signaler les accidents. Les habitants sont censés reconnaître le signal et agir en conséquence. Or, lors des exercices de simulation organisés par les autorités, il est régulièrement remarqué qu'elles ne sont pas audibles suffisamment loin et ne suscitent pas vraiment de réaction...

#### Le PPI de Flamanville

Le PPI de Flamanville de 1998 (c'est celui qui est adressé au public en 2007, alors qu'il doit normalement être renouvelé tous les 5 ans) offre une bonne illustration de la différence entre doctrine et réalité opérationnelle.

<sup>1</sup> - En ne comptant que les principaux. La France compte notamment 58 réacteurs REP regroupés sur 19 sites, plusieurs Centres d'étude nucléaire regroupant de nombreuses installations industrielles et de recherche, des usines comme La Hague, des centres de stockage de déchets. Au total, plus de 200 installations peuvent être recensées.

Un PPI présente le territoire, le nombre d'habitants, les usines, écoles etc, recense les moyens disponibles pour d'éventuelles évacuations, les routes à utiliser ou couper, les secours mobilisables, les lieux d'accueil etc.

Mais outre le caractère globalement suranné du PPI « public » on s'étonne d'y découvrir d'étranges approximations. Un exemple: les compagnies de transport en car de tourisme sont dûment recensées avec le nombre de véhicules dont elles disposent, tous considérés comme disponibles. Or, en temps normal, les cars ne sont pas au garage attendant l'alerte avec un chauffeur à côté... Quelques discussions avec les personnels concernés permettent d'ailleurs facilement de se rendre compte qu'ils ne pensent pas être « réquisitionnables » et que leur premier réflexe serait d'aller chercher leur famille...

Par ailleurs, les personnes gravement contaminées en cas d'accident sont censées être transportées à l'Hôpital de Cherbourg qui dispose d'un service spécialisé... doté de seulement quelques lits. Dans un département qui cumule une centrale nucléaire et l'usine de La Hague, c'est évidemment peu. D'autre part, le PPI ne mentionne pas quels personnels seraient envoyés sur place comme le furent les « liquidateurs » à Chernobyl. Pompiers, armée ?

### La gestion « post-accidentelle »

Après un accident majeur et la mise en œuvre des premières mesures d'urgence, vient le temps de l'après. Mesures de radioprotection, de santé publique, interdictions de consommation, évacuations, décontaminations, etc... Sur ce sujet on lira avec intérêt le dossier spécial de la revue Contrôle publiée par l'ASN en juillet dernier (numéro 180).

L'éditorial du Directeur général de l'ASN est limpide: « Pour répondre à la mission qui lui en a été confiée, sur instruction du Premier ministre en juin 2005, l'ASN a mis en place le comité directeur (CODIRPA) pour la gestion de la phase post-accidentelle d'un accident nucléaire ou radiologique. (...) Ce comité a pour mission d'élaborer une doctrine nationale sur ce sujet, doctrine qui fait encore défaut aujourd'hui en France, mais aussi dans la plupart des pays dotés de l'énergie nucléaire. »

On pourrait multiplier les exemples et illustrations montrant qu'aujourd'hui en France, l'hypothèse de l'accident majeur n'est pas prise suffisamment en compte pour s'y préparer sérieusement. Il est certes complexe et coûteux d'être prêts en permanence « au cas où » face à une situation considérée comme très improbable. Mais la discussion sur le niveau de préparation de notre pays doit avoir lieu puisqu'improbable n'est pas synonyme d'impossible...

### Que penser des pastilles d'iode ?

Nous avons tous entendu parler de la nécessité de prendre des pastilles d'iode en cas d'accident nucléaire avec dispersion de radioactivité. La prise d'iode stable pour saturer la thyroïde et éviter qu'elle ne fixe l'iode radioactif (Iode 131) relâché en cas d'accident et très volatil, fait partie de l'arsenal de protection des populations. Mais cette politique a quelques limites :

- Tout d'abord, seuls les habitants du périmètre des 10 km autour des sites sont sensés en disposer de pastilles chez eux. La plupart ne sont cependant jamais allés les chercher... ;
- Des stocks de pastilles d'iode sont accessibles dans les pharmacies mais ne seront distribués que sur ordre des autorités. On imagine la panique et les queues devant les officines assez aisément... Espérons qu'un accident n'ait pas le mauvais goût d'intervenir en août... ;
- Le moment et la dose adéquate seraient probablement difficilement respectés or ce sont des paramètres importants et les surdosages sont potentiellement nocifs.
- Enfin, et surtout, l'iode ne protège finalement que la thyroïde de l'iode 131... en cas d'accident de nombreux autres radioéléments seront dispersés dans l'environnement.

## GROS PLAN

### Chaîne du combustible : une accumulation de problèmes de sûreté

Les incidents survenus au Tricastin et à Romans-sur-Isère au cours du mois de juillet 2008, mettant en cause la dispersion d'uranium dans l'environnement autour de sites d'installations nucléaires liées à la conversion et à l'enrichissement de l'uranium et à la fabrication de combustible, sont venus rappeler que la sûreté nucléaire ne traite pas que des réacteurs.

Le risque d'accident majeur par fusion du cœur est spécifique aux réacteurs nucléaires. Ce scénario est considéré comme le plus extrême, en termes de dommages potentiels, qui pourrait se produire sur l'ensemble des installations nucléaires. Il en découle qu'il concentre une grande partie de l'attention portée à la sûreté, que ce soit en termes de programmes de R&D, de réglementation, d'études de sûreté, etc. En France, alors que des installations nucléaires étaient déjà exploitées depuis plus de 10 ans, c'est le développement de réacteurs pour la production d'électricité qui a conduit à l'introduction de la première réglementation spécifique aux activités nucléaires, un décret de 1963 définissant le statut des « installations nucléaires de base » (INB) et introduisant un cadre centré sur le contrôle du risque de criticité<sup>1</sup>. Les exigences minimales de sûreté sont aujourd'hui définies dans les textes réglementaires par les « règles fondamentales de sûreté » (RFS), traitant de différents sujets, qui ont été introduites bien après les réacteurs nucléaires pour les autres installations. La RFS traitant de la résistance aux chutes d'avion, par exemple, a été introduite en 1980 pour les réacteurs, et seulement en 1992 pour les autres installations. Le même délai s'est appliqué à d'autres sujets tels que le risque sismique. L'ATPu, usine de fabrication de MOX qui a été finalement fermée à Cadarache pour cause de résistance sismique insuffisante n'est que l'une des nombreuses installations construites jusqu'au milieu des années quatre-vingt sans réglementation suffisante sur ce point.

Par ailleurs, la très grande diversité des installations nucléaires hors réacteurs, à l'opposé de la standardisation des réacteurs d'EDF, rend la tâche plus complexe pour développer une évaluation et un contrôle approfondis de l'ensemble des risques pertinents sur l'ensemble des installations.

Lorsque WISE-Paris a publié, après le choc du 11 septembre, des estimations sur le risque de rejets radioactifs « jusqu'à 67 fois l'équivalent de Tchernobyl<sup>2</sup> » sur

1 - Ce décret est resté pendant plus de 40 ans le principal outil réglementant les activités nucléaires, jusqu'à ce qu'il soit finalement inclus en juin 2006 dans une loi d'ensemble sur le nucléaire dite « loi sur la transparence et la sécurité nucléaires ».

2 - Cette « équivalence » était basée sur le contenu en césium-137 susceptible d'être relâché, sachant que ce radionucléide repré-

le site de retraitement de La Hague dans le cas d'un crash d'avion sur l'une des piscines d'entreposage du combustible usé, ce sujet est apparu comme un tout nouveau problème. L'une des réponses immédiates d'Areva était que cette évaluation était absurde, puisque « il n'y a pas de réaction en chaîne dans une telle installation, contrairement aux réacteurs »... L'évaluation de Wise était basée sur des calculs de l'autorité de sûreté nucléaire américaine, la NRC, selon lesquels 50 à 100 % des crayons combustibles pourraient brûler sous l'effet de leur propre dégagement de chaleur si la piscine venait à être vidée, ce qui pourrait survenir dans le cas d'une chute d'avion ou d'autres événements (explosion, séisme...). Chargé par le Ministre de l'industrie d'analyser ce dossier, l'IRSN a conclu alors que « seulement » 10 % du combustible inventorié pourrait brûler, ce qui reste un rejet 6 fois supérieur à celui de Tchernobyl ! L'inventaire de matières radioactives à La Hague, où tout les combustibles déchargés des réacteurs d'EDF ainsi que les déchets haute et moyenne activité provenant de leur retraitement sont entreposés, est tel que le potentiel de dégagement radioactif en situation accidentelle pourrait excéder celui d'un réacteur dans le pire scénario.

Toute installation impliquant l'entreposage de matières radioactives présente un risque qui est la combinaison du potentiel de danger lié à l'inventaire radioactif et de la vulnérabilité de l'installation à des scénarios conduisant au relâchement d'une fraction de cet inventaire – prenant en compte le fait que les systèmes de confinement sont en général moins résistants dans ce type d'installations que dans les réacteurs. Le même constat s'applique aux transports de matières nucléaires et de déchets radioactifs.

Le développement historique de l'industrie nucléaire française autour de différents sites et l'extension des services qu'elle couvre à l'ensemble des étapes depuis l'amont jusqu'à l'aval de la chaîne combustible génère une large palette de risques qui ont longtemps été traités comme secondaires au regard de la priorité accordée à la sûreté des réacteurs. De plus, le choix de développer un complexe industriel de retraitement et de réutilisation du plutonium induit une augmentation qualitative et quantitative de ces risques, dans la mesure où celui-ci entraîne davantage de manipulations, de transports et d'entreposages de matériaux intrinsèquement plus dangereux.

sente environ 75 % de la dose collective à long terme liée à l'accident de Tchernobyl.

## GROS PLAN

### Pressions sur les performances et sûreté

« La baisse du coefficient de disponibilité est un clignotant pour la sûreté et doit interpeller : est-on suffisamment attentif aux compétences des équipes ainsi qu'à la qualité de la maintenance et au vieillissement des matériels ? »

*Pierre Wiroth, Inspecteur général pour la sûreté nucléaire et la radioprotection, EDF, janvier 2008*

La performance économique des installations nucléaires repose sur des facteurs tels que leur niveau de disponibilité ou le coût de leur maintenance. La recherche de rentabilité peut dès lors aller contre la sûreté des installations, par exemple en reportant des remplacements d'équipements ou en réduisant le temps pour les contrôles techniques. Ceci s'applique en particulier aux réacteurs français qui voient déjà leur performance économique limitée par leur large surcapacité, et qui sont sujets à des problèmes génériques du fait de leur haut degré de standardisation. Dans une note interne de 2001, par exemple, la Direction du département financier d'EDF estimait la perte de rentabilité à 76 millions d'euros par point de pourcentage de productivité.<sup>1</sup>

Les réacteurs d'EDF ont toujours connu un facteur de charge relativement bas. Ce facteur combine la disponibilité (le temps pendant lequel un réacteur est en capacité de produire) et l'utilisation (la production actuellement utilisée rapportée au temps disponible). Les réacteurs d'EDF ont historiquement été marqués par des taux d'utilisation faibles liés à l'excédent de capacité pendant de larges périodes où la demande est inférieure à la production potentielle. Ceci a par exemple conduit à un schéma de gestion unique au monde, où plusieurs unités étaient fermées les week-ends, en particulier l'été. Les contraintes ainsi induites sur les assemblages combustibles sont l'une des causes possibles de la défaillance inattendue d'un nombre extrêmement inhabituel de crayons à Cattenom en 1999-2000, qui reste largement inexpliquée.<sup>2</sup>

Les arrêts de week-ends sont censés avoir cessé. Toutefois, plus de 40 unités continuent d'être exploitées en suivi de charge, ce qui pourrait avoir des conséquences imprévisibles sur la fatigue de certains composants des réacteurs. Dans le même temps, des problèmes nouveaux viennent affecter la disponibilité technique des réacteurs d'EDF. Bien qu'elle reste faible avec 77,3 % cumulés sur l'ensemble de la durée de vie des réacteurs jusqu'à fin 2007, la disponibilité a connu un progrès constant au cours des dernières années, passant de 80,4 % en 2000 à 83,6 % en 2006, et réduisant ainsi une partie de l'écart qui sépare le parc EDF des 90 % de disponibilité ou plus atteints sur certains parcs à l'étranger. Mais elle a chuté à 80,2 % en 2007, clairement pour des raisons essentiellement techniques.

La principale cause est un problème générique de colmatage des entretoises des tubes de générateurs de vapeurs, qui réduit la puissance des réacteurs en diminuant la capacité d'échange thermique, et qui pourrait entraîner des ruptures de tubes en grand nombre. EDF estime qu'il faudra jusqu'à 2010 pour traiter le problème, qui implique un traitement chimique. Seuls 5 à 6 réacteurs peuvent être traités industriellement chaque année, alors que le problème a déjà été identifié dans 15 des 900 MWe et 1 300 MWe, mais que d'autres attendent encore d'être inspectés. Ce problème va coûter, selon EDF, 2 % de perte de disponibilité supplémentaires au moins en 2008 et 2009. Un autre problème est apparu qui pourrait peser encore sur la disponibilité, avec la demande par l'ASN en février 2008 de correction d'un « défaut de supportage anti-vibratoire » dans tous les réacteurs concernés, dont le nombre n'a pas été rendu public.

Ces exemples ne sont que les derniers en date d'une longue série de problèmes génériques qui ont affecté l'exploitation des réacteurs d'EDF. La conséquence négative de la standardisation est de multiplier certains problèmes à de larges parts du parc de réacteurs – et donc les coûts associés. Un exemple de ce lien entre sûreté et économie est fourni par la série de renforcements de la résistance au séisme après que l'ASN a revu en 2003 le niveau de risque sismique maximal à prendre en compte. Les besoins de renforcement induisent d'importants travaux sur certains points de certains réacteurs, y compris les ancrages et les structures métalliques. La résistance d'EDF a conduit à la mise en place d'un groupe de travail entre l'exploitant, l'ASN et l'IRSN pour discuter en détail le niveau exact de renforcements nécessaires sur chaque réacteur concerné.

Un autre domaine dans lequel la pression économique et la sûreté peuvent s'opposer directement est celui de la recherche de performance du combustible. L'objectif est ici d'augmenter la quantité d'énergie délivrée par chaque assemblage combustible, ce qui permet notamment de réduire le nombre d'arrêts pour rechargement du

1 - Ce chiffre a dû augmenter depuis, suivant l'augmentation des prix de l'électricité au cours des dernières années.

2 - Le problème avait affecté au total 92 crayons contenus dans 28 assemblages différents (sur 193 assemblages de 264 crayons chacun), à comparer avec quelques ruptures de crayons au maximum observées en temps normal sur l'ensemble du parc chaque année.

cœur. Les réacteurs d'EDF ont été conçus à l'origine pour des taux de combustion de 33 GW.j/t (gigawatt.jour par tonne). Ceux-ci ont pu être atteints après quelques années puis régulièrement augmentés jusqu'à 55 GW.j/t aujourd'hui pour le combustible à l'oxyde d'uranium (UOX) – pas aussi rapidement toutefois qu'EDF l'avait projeté. L'exploitant vise des taux de combustion encore plus élevés, à la fois dans les réacteurs actuels et plus encore dans le futur réacteur EPR, dont le calcul de rentabilité est basé sur une hypothèse de 70 GW.j/t.

Le problème, du point de vue de la sûreté, est de conserver le contrôle du comportement du combustible lorsqu'on augmente son taux de combustion. Les préoccupations engendrées par le comportement du combustible plutonium-uranium (MOX) ont conduit l'ASN à refuser pendant de nombreuses années une augmentation de 42 à 47 GW.j/t du taux de combustion autorisé pour ce combustible spécifique. Les ruptures de crayons combustibles, parmi d'autres problèmes, peuvent être à l'origine de certains accidents. Le zircalloy utilisé actuellement pour le gainage de ces crayons n'est pas suffisamment résistant pour atteindre les hauts taux de combustion visés pour l'UOX. L'industrie a développé un nouvel alliage, le M5. Le premier cycle réalisé avec une recharge complète de M5 dans un réacteur, à Nogent-2 en 2002, a dû être arrêté suite à une contamination du circuit primaire après un record de 39 ruptures de gaines sur 23 assemblages. Bien qu'on ne sache pas aujourd'hui dans quelle mesure le gainage M5 était une cause primaire ou secondaire, l'ASN a suspendu toute extension de son usage jusqu'à plus ample information.

Enfin, la réduction des coûts a des conséquences par des biais multiples sur la sûreté d'exploitation. Une préoccupation récurrente concerne le recours croissant à des travailleurs sous-traitants, sous-qualifiés et sous-formés, pour diverses tâches de maintenance des réacteurs nucléaires. La gestion des stocks est récemment apparue comme un nouveau problème. L'Inspecteur général d'EDF pour la sûreté nucléaire et la radioprotection met en avant dans son rapport pour l'année 2007 les problèmes générés par la réduction massive du stock de pièces de rechange coûteuses<sup>3</sup>. Il explique qu'il devient difficile pour les sites d'obtenir ces pièces quand ils en ont besoin, rapportant des cas incroyables où des pièces démontées pour être remplacées ont finalement dû être remises en place faute de pièces de rechange.

---

<sup>3</sup> - Rapport de l'Inspecteur Général pour la Sûreté Nucléaire et la Radioprotection 2007, EDF, January 2008.