LES ACCIDENTS ET LA SURETE DES CENTRALES NUCLEAIRES

CITATIONS ET QUESTIONNEMENTS

Bernard LAPONCHE, association Global Chance, 22 février 2013

*

Table des matières

INTRODUCTION 2

PREAMBULE : 3

PARTIE I – LA GOUVERNANCE DE LA SURETE NUCLEAIRE 7

1. LES RESPONSABILITES EN MATIERE DE SURETE NUCLEAIRE 7
1.1 Les responsabilités principales 7
1.2 IRSN et ASN 7
1.3 Responsabilité première du Gouvernement 10
2. DES EXEMPLES D'INSUFFISANCES DANS LA DEFINITION DES RESPONSABILITES 12
2.1 Pratique de la responsabilité du contrôle de la sûreté nucléaire 12
2.2 Ambiguïté du transfert de responsabilités en situation d'urgence 12
2.3 Modification des installations nucléaires de base 12
2.4 Prolongation de la durée de fonctionnement des centrales nucléaires 13
2.5 Durée de fonctionnement et visites décennales 15
2.6 Arrêt et arrêt définitif d'un réacteur électronucléaire 16

PARTIE II - LES ACCIDENTS DES CENTRALES NUCLEAIRES 19

1. L'ENJEU DE LA SURETE NUCLEAIRE 19
1.1 De quel point de vue on se place 19
1.2 De l'accident grave à l'accident majeur 19
1.3 Ce qu'en disent l'IRSN et l'ASN 22
2. CAUSES ET ENCHAINEMENTS DES ACCIDENTS 23
2.1 Les types d'accident pouvant mener à la fusion du coeur 23
2.2 La défaillance du confinement : l'accident majeur 27
3. INTERROGATIONS ET COMMENTAIRES SUR DES QUESTIONS MAJEURES 28
3.1 Tenue des cuves des réacteurs 28
3.2 Explosion d'hydrogène 29
3.3 Explosion de vapeur d'eau 32
3.4 Traversée du radier en béton par le corium 33
3.5 Le récupérateur de corium 34
3.6 Une situation aggravante pour la sûreté : le combustible MOX 36
4. SUR L'EVALUATION GLOBALE DU RISQUE D'ACCIDENT NUCLEAIRE 37
4.1 Probabilités et occurrences de l'accident d'une centrale nucléaire 37
4.2 Accidents significatifs précurseurs sur des REP 38
4.3 Une analyse prémonitoire 39
4.4 Sur la démonstration de sûreté nucléaire 40
4.5 Compter sur la chance ? 41

Annexe 1: Les centrales nucléaires en France 43
Annexe 2 : Les « incidents » de Bugey (1984) et du Blayais (1999) 45
Annexe 3 : Seismes et inondations 48

INTRODUCTION

Conséquence du séisme de magnitude 9 et du tsunami qui ont secoué le nord-est du Japon le 11 mars 2011, la catastrophe nucléaire de Fukushima a relancé le débat sur la sûreté des centrales nucléaires. Après les accidents de Three Mile Island, Tchernobyl et Fukushima, il est urgent de s'interroger sur l'origine du risque nucléaire, d'examiner les causes possibles d'un accident majeur, de connaître réellement la capacité des concepteurs et des exploitants des centrales nucléaires à maîtriser la machine basée sur la fission et la réaction en chaîne, et à parer à toutes les éventualités d'une telle catastrophe.

La question de la sûreté nucléaire – nous nous limiterons ici au cas des centrales nucléaires – se pose sous deux angles : d'une part, celui des précautions qui doivent accompagner l'utilisation de l'énergie nucléaire pour la production d'électricité afin d'en réduire au maximum les nuisances et les risques et, d'autre part, la pertinence de l'utilisation de cette technique, au regard de ces mêmes nuisances et risques.

La première approche est celle selon laquelle est conçue et organisée la sûreté nucléaire en France : l'utilisation de réacteurs nucléaires comme « chaudières » des centrales nucléaires productrices d'électricité est considérée comme une technique pertinente et l'ensemble de la réglementation et de l'organisation de la sûreté nucléaire a pour objet d'en réduire les nuisances et les risques mais en aucune façon de la remettre en cause.

La seconde approche, qui tient compte des enseignements de la première (expérience acquise, recherche, expertises) est plus globale et pose la question suivante : est-ce que cette technique est appropriée pour satisfaire ce besoin (production d'électricité), à partir d'une analyse des avantages (cette production) et des inconvénients (risques et pollutions), susceptible de remettre en cause l'utilisation même de cette technique.

Historiquement, si cette seconde approche a été mise en application par de nombreux groupes ou experts critiques, elle n'a de fait jamais été acceptée par les dirigeants en France qui ont toujours réaffirmé que le recours au nucléaire était une nécessité absolue. A contrario, deux grands pays industrialisés, l'Allemagne et l'Italie, ont décidé l'abandon de cette technique qu'ils ont jugée trop dangereuse par rapport à l'intérêt qu'elle pouvait présenter, sur des bases à la fois politiques (énergie, climat, risques, économie) et éthiques.

En tout état de cause, même si les conclusions d'un débat de caractère politique aboutissaient aux mêmes décisions que dans ces deux pays, la présence de nombreuses centrales nucléaires en France, même si elles étaient arrêtées progressivement, et l'existence de grandes quantités de déchets radioactifs, exigent que l'organisation de la sûreté nucléaire et de son contrôle au sens de la première approche, soit la plus compétente, la plus exigeante et la plus transparente possible.

Nous examinons dans le préambule de ce papier la technique elle-même, connaissance nécessaire à la première comme à la seconde approche. Puis, en première partie, nous présentons la façon dont la sûreté nucléaire est actuellement organisée et montrons la nécessité d'une clarification des rôles et des responsabilités ainsi que la nécessité d'un traitement politique global de cette question.

Nous examinons en seconde partie la question des accidents nucléaires et questionnons les jugements portés par les responsables de la sûreté nucléaire ainsi que la pertinence des dispositifs prévus et acceptés pour assurer celle-ci.

La collaboration de Monique et Raymond Sené, GSIEN[1], a enrichi ce document par des contributions et commentaires nombreux.

[1] GSIEN : Groupement des scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire (www.gazettenucleaire.org).

PREAMBULE :

LA PRODUCTION D'ELECTRICITE D'ORIGINE NUCLEAIRE ET SES RISQUES

Fission et réaction en chaîne produisent de la chaleur

Un réacteur nucléaire équipant une centrale nucléaire productrice d'électricité est une chaudière dans laquelle la chaleur, au lieu d'être produite par la combustion du charbon par exemple, est produite par la fission des noyaux d'uranium 235 contenus dans le combustible[2] (des « crayons » d'uranium ou d'oxyde d'uranium).

La fission est en quelque sorte une explosion du noyau d'uranium 235, provoquée par sa rencontre avec un neutron qui donne naissance à deux ou trois produits de fission, morceaux du noyau initial, et à plusieurs neutrons qui, à leur tour, vont provoquer des fissions dans les noyaux voisins : c'est la réaction en chaîne[3]. Ces produits de fission sont propulsés à grande vitesse par cette explosion, énergie mécanique qui se transmet à l'ensemble du milieu et provoque la montée en température du combustible. Les noyaux des isotopes de nombreux éléments ainsi formés sont instables et par conséquent fortement radioactifs, émettant des rayonnements qui produisent à leur tour un échauffement du combustible.

L'entretien de la réaction en chaîne dans le réacteur permet de chauffer l'eau ou de la faire bouillir sous une pression suffisante pour produire de la vapeur permettant ensuite de produire de l'électricité.

Dans les réacteurs du type de ceux équipant presque toutes les centrales nucléaires au monde, la chaleur du combustible est évacuée par de l'eau (réacteurs à eau sous pression ou pressurisée, REP[4]) ou par la vapeur produite par l'ébullition de l'eau (réacteurs à eau bouillante, REB[5]). Tous les réacteurs équipant les centrales nucléaires françaises sont de la filière REP[6].

Le caractère récent de la découverte de la fission et de la réaction en chaîne[7], et l'aura scientifique qui l'entoure, masquent pour beaucoup la réalité de son utilisation dans les centrales nucléaires : il s'agit de chauffer de l'eau sous une pression suffisante ou de la faire bouillir afin de produire de la vapeur, produisant à son tour de l'électricité grâce à un turboalternateur, comme dans une chaudière à charbon. Les températures atteintes sont d'ailleurs relativement basses[8] : eau-vapeur à 300°C dans un réacteur à eau bouillante ou d'eau sous pression à 320°C dans un réacteur à eau pressurisée, ce qui explique le rendement assez faible des centrales nucléaires (environ 33%).

C'est bien cette capacité à produire de la chaleur, dans ces conditions, qui doit être confrontée aux risques liés à l'utilisation de cette technique particulière.

---

[2] Il s'y ajoute les fissions du plutonium 239 qui est produit à partir de l'uranium 238 par des réactions nucléaires autres que la fission.

[3] Le « démarrage » de la réaction en chaîne se fait grâce à la production de neutrons par des fissions spontanées, très peu nombreuses, de noyaux d'Uranium 238.

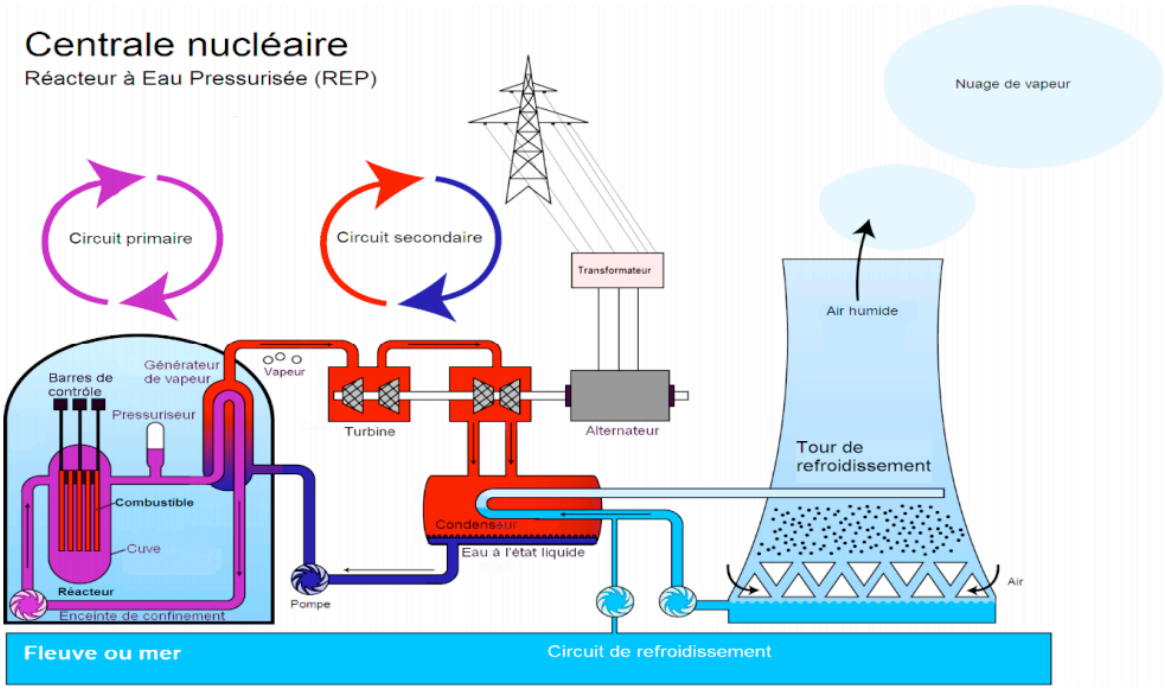
[4] En anglais : PWR (Pressurized water reactor).

[5] En anglais : BWR (Boiling water reactor).

[6] Voir la liste des centrales nucléaires et de leurs réacteurs en fonctionnement en France en 4. Et en Annexe 1.

[7] La fission a été découverte en 1938 et la première réaction en chaîne a été réalisée dans le premier réacteur nucléaire en 1942.

[8] La température du fluide de refroidissement, dans ce cas l'eau, ne peut dépasser la température du point triple, 375°C. D'où la température de travail de 325°C qui nécessite de travailler sous une pression de 155 bars.



Et des produits radioactifs

À l'intérieur des éléments combustibles, les produits de fission instables se transforment par désintégration en émettant des rayonnements dangereux *(alpha* : noyau d'hélium ; *bêta* : électrons ; *gamma* : photons). Les transuraniens[9], dont le plutonium, produits par captures de neutrons dans le réacteur, sont également radioactifs.
Chaque élément radioactif contenu dans les combustibles irradiés est caractérisé par la nature de son rayonnement et sa « demi-vie »[10], temps au bout duquel la moitié de cet élément s'est transformé suivant une chaîne de désintégration aboutissant à un élément stable (non radioactif). Les demi-vies s'échelonnent de quelques fractions de seconde à quelques dizaines de milliers d'années : par exemple, le plutonium 239 a une demi-vie de 24 000 ans, l'iode 131 de huit jours et le césium 137 de trente ans.
Tous les isotopes du plutonium sont radioactifs et ce plutonium produit dans les réacteurs nucléaires est considéré comme dangereux[11] : la limite d'incorporation du plutonium par inhalation ou ingestion pour un adulte, déduite des limites fixées par les autorités de radioprotection pour le public, est d'environ 1/100 de microgramme.

Les risques

Le dispositif de réglage du niveau de puissance du réacteur est assuré par des barres de contrôle constituées de matériaux capturant fortement les neutrons (bore, cadmium). L'introduction de ces barres dans le réacteur permet de maintenir la réaction en chaîne à un niveau déterminé et de l'arrêter si nécessaire[12]. Le bon fonctionnement des barres de contrôle est donc indispensable pour éviter tout emballement de la réaction en chaîne. Mais, même lorsque la réaction en chaîne et les fissions sont

[9] Transuraniens : éléments dont le nombre de masse (total des neutrons et des protons contenus dans le noyau) est supérieur à celui de l'uranium.
[10] Quelquefois appelée « période ».
[11] Notamment du fait de la présence de l'isotope 238, émetteur alpha dont la demi-vie est de 88 ans.
[12] On utilise également dans les réacteurs à eau pressurisée du bore (sous la forme d'acide borique) dissous dans l'eau dont on fait varier la concentration au cours du temps pour ajuster la puissance.

totalement arrêtées, il reste une production de chaleur considérable du fait de la désintégration radioactive des produits de fission. Cette production de chaleur est de l'ordre de 7 % de la production en fonctionnement normal juste après l'arrêt, puis elle décroît assez rapidement (0,3 % au bout d'une semaine) mais reste suffisante pour nécessiter pendant des jours et des semaines le refroidissement du cœur, soit par le système normal de refroidissement, soit par un système de refroidissement de secours. Cette « chaleur résiduelle » se manifeste également après déchargement du combustible, qui doit être refroidi dans les piscines, du fait de la puissance résiduelle due à la très forte radioactivité de ces combustibles « usés ».

Un cœur de réacteur d'une tranche nucléaire[13] d'une puissance électrique de 900 MW utilise chaque année, pour du combustible à l'uranium « standard » (tel que prévu à la conception[14]) l'équivalent de 21,5 tonnes d'uranium, dont 750 kg d'isotope fissile 235. Après utilisation, le même combustible ne contient plus que 20,5 tonnes d'uranium (dont 220 kg d'uranium 235). Les 1 000 kg « consommés » (pour moitié environ uranium 235 et uranium 238[15]) se sont transformés d'une part en produits plus lourds et plus radioactifs, dont 210 kg de plutonium, et d'autre part en 750 kg de produits de fission, dont 35 kg de strontium 90 et de césium 137, et 50 kg environ d'éléments radioactifs à très longue durée de vie.

La transformation porte sur moins de 5 % de la masse, mais les conséquences radiologiques sont fondamentales : le combustible déchargé est considérablement plus radioactif que le combustible neuf. ***Si une large part de cette radioactivité disparaît en quelques jours à quelques semaines, la radioactivité du combustible usé reste à plus long terme plus de 1 000 000 de fois plus élevée que celle du combustible neuf***[16]. Alors que la radiotoxicité de l'uranium peut être considérée comme faible en regard de sa très forte toxicité chimique, celle du plutonium et de certains produits de fission est aiguë : à titre d'exemple, quelques dizaines de microgrammes de poussière de plutonium inhalés sont suffisantes pour provoquer d'emblée un cancer des poumons.

Les matières radioactives contenues dans le combustible irradié s'échappent en plus ou moins grande quantité lors d'une situation accidentelle en fonction de leurs caractéristiques physiques (du gaz léger aux particules lourdes) et des circonstances de l'accident. Lors de l'accident de Tchernobyl, on estime qu'une fraction du cœur a été relâchée, de quelques pourcents (dans le cas du plutonium) jusqu'à 100 % (dans celui des gaz rares). Environ 30 % du césium 137, par exemple, s'est échappé, soit de l'ordre de 26 kg, qui représentent selon les estimations près de 75 % de la dose collective reçue par la population suite à l'accident.

On se trouve donc en face de deux problèmes majeurs concernant les atteintes possibles à l'environnement et à la vie humaine du fait de la production massive de produits radioactifs par le fonctionnement d'un réacteur nucléaire :

a) En fonctionnement normal, l'accumulation de déchets radioactifs dont il faudrait garantir l'innocuité pendant toute leur longue durée de vie[17].
b) En cas d'accident, la possibilité d'échappement d'une partie au moins de ces produits radioactifs dans la nature avec des conséquences nuisibles pour les travailleurs, les populations et l'environnement.

---

[13] Une « tranche » d'une centrale nucléaire est constituée de l'ensemble réacteur + turboalternateur. Le réacteur lui-même est constitué de l'ensemble des combustibles (le cœur), et de l'eau qui joue à la fois le rôle de modérateur (ralentisseur de neutrons) et de fluide caloporteur (refroidisseur).

[14] C'est-à-dire un combustible enrichi à 3,5 % environ pour un « taux de combustion » de 33 GW.j/t. On utilise aujourd'hui couramment des combustibles enrichis à plus de 4 % pour un taux supérieur à 50 GW.j/t. La teneur en plutonium et en produit de fission du combustible après usage est augmentée d'autant.

[15] L'Uranium 238 participe à 43% des fissions sur la durée d'utilisation du combustible : 8% par fission directe (spontanée) et 35% par formation du Plutonium et fission de celui-ci.

[16] Calcul basé sur l'uranium d'une part, le plutonium d'autre part et sur les principaux éléments contribuant à la radioactivité à moyen terme, notamment le césium 137 et le strontium 90. La radioactivité d'un cœur neuf d'uranium peut être estimée à 0,3 TBq (terabecquerels, ou milliers de milliard de becquerels, 10^{12} Bq), celle de la même quantité de combustible après irradiation se compte en dizaines de EBq (exabecquerels, ou milliards de milliards de becquerels, 10^{18} Bq).

[17] En fonctionnement normal, les centrales nucléaires émettent de faibles quantités de matières radioactives liquides et gazeuses.

C'est la question des accidents des centrales nucléaires qui est examinée dans cet article.

Les centrales nucléaires en France

Le parc électronucléaire français comprend dix-neuf centrales équipées de 58 réacteurs à uranium enrichi et eau ordinaire sous pression, répartis de la façon suivante :
- Trente quatre « tranches nucléaires »[18] d'une puissance électrique de 900 mégawatts (MW) : Fessenheim (2), Blayais (4), Bugey (4), Chinon (4), Cruas (4), Dampierre (4), Gravelines (6), Saint-Laurent (2), Tricastin (4), classés en trois « paliers » : 6 tranches « CP0 », 18 tranches « CP1) et 10 tranches « CP2 ».
- Vingt tranches nucléaires de 1300 MW : Belleville (2), Cattenom (4), Flamanville (2), Golfech (2), Nogent-sur-Seine (2), Paluel (4), Penly (2), Saint-Alban (2). En deux paliers P4 et P'4.
- Quatre tranches nucléaires de 1500 MW à Chooz (2) et Civaux (2). Palier N4.

Ces différentes tranches et paliers de réacteurs se distinguent par leur période de construction et de démarrage, leur puissance électrique et certains dispositifs, notamment de sûreté : à trois exceptions près, les 34 réacteurs de 900 MW ont été connectés au réseau électrique entre 1977 et 1984 ; les 20 réacteurs de 1300 MW entre 1985 et 1993 ; les 4 réacteurs de 1500 MW entre 1993 et 1999.
Du point de vue de la sûreté nucléaire, la principale différence porte sur les enceintes de confinement : les réacteurs du palier 900 MW ont une enceinte unique en béton dont la surface intérieure est recouverte d'une peau métallique ; les réacteurs des deux autres paliers ont des enceintes à double paroi en béton.

La liste des centrales et de leurs réacteurs figure en Annexe 1.

[18] On utilise l'expression « tranche nucléaire » pour désigner l'ensemble réacteur + turboalternateur. La puissance électrique est donc celle de la tranche nucléaire relative à chaque réacteur. Mais en langage courant, on parle souvent, à tort, de la puissance électrique d'un réacteur et on utilise l'unité MWe (ce qui peut porter à confusion). Le réacteur lui-même produit de la chaleur. La puissance thermique d'un réacteur dont la « tranche » a une puissance électrique de 900 MW de puissance électrique est de l'ordre de 2800 MW. Les deux tiers de la chaleur produite dont dissipés dans l'environnement (fleuve, mer, lac, air), directement ou par l'intermédiaire de tours de refroidissement.

PARTIE I – LA GOUVERNANCE DE LA SURETE NUCLEAIRE

1. LES RESPONSABILITES EN MATIERE DE SURETE NUCLEAIRE

Le système de réglementation et de contrôle de la sûreté des installations nucléaires (centrales, mines et usines du combustible, installations expérimentales, transports de matières radioactives, stockage des déchets) fonctionne dans le cadre strict de l'existence d'une industrie nucléaire, hors de toute mise en question de la pertinence de cette activité. Il s'agit de veiller au respect des règles de sûreté et à la conformité des installations par rapport aux autorisations de leur fonctionnement et de prescrire éventuellement des modifications des installations en vue d'améliorer leur sûreté.

1.1 LES RESPONSABILITES PRINCIPALES

La loi de 2006[19] relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, dite Loi TSN, définit ainsi la sûreté nucléaire dans son article 1 :
« La sûreté nucléaire est l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base, ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets ».

La loi TSN précise également les responsabilités en matière de sûreté nucléaire :
- ***Article 28-I*** :
« L'exploitant d'une installation nucléaire de base est responsable de la sûreté de son installation ».
- ***Article 1-II*** :
« L'Etat définit la réglementation en matière de sécurité nucléaire et met en œuvre les contrôles visant à l'application de cette réglementation. Il veille à l'information du public sur les risques liés aux activités nucléaires et leur impact sur la santé et la sécurité des personnes ainsi que sur l'environnement ».

En France, toutes les centrales nucléaires sont exploitées par EDF, dont l'actionnaire majoritaire est l'Etat[20]. Dans ces conditions, l'Etat est à la fois actionnaire majoritaire de l'exploitant et responsable de la réglementation et du contrôle. Afin de réduire le risque bien réel de confusion (ou de collusion) de ces responsabilités, il est essentiel qu'elles soient nettement séparées au sein de l'Etat.
En tant qu'actionnaire majoritaire, l'Etat a donc une responsabilité directe dans la sûreté des installations, comme il a la possibilité d'en décider l'arrêt, que ce soit pour des raisons de sécurité, des raisons économiques ou des raisons de politique énergétique.
Cette responsabilité de l'Etat majoritaire est confirmée par le président de l'ASN, André-Claude Lacoste, dans son interview dans Le Figaro du 22 octobre 2012 : « ***EdF peut demander une fermeture. N'oubliez pas que l'Etat est son actionnaire majoritaire*** ».

1.2 IRSN ET ASN

1.2.1 Recherche et expertise : IRSN

Le souci de clarification des rôles entre les différents organismes publics et administrations intervenant dans l'expertise et le contrôle de la sûreté nucléaire s'est d'abord manifesté en 2002 par la séparation du CEA (Commissariat à l'énergie atomique) de la recherche et de l'expertise sur la sûreté nucléaire par la création de l'IRSN, Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire, établissement public à caractère industriel et commercial.
Ce progrès dans le sens de l'indépendance reste cependant limité du fait que la tutelle de cet organisme est confiée aux ministres chargés de l'Environnement, de la Recherche et de la Santé, mais aussi à ceux de l'Industrie et de la Défense (eux-mêmes tutelles des exploitants d'installations

[19] Loi n° 2006-686 du 13 juin 2006, aujourd'hui codifiée au sein du Code de l'environnement.
[20] D'établissement public à caractère industriel et commercial (EPIC), EDF est devenu depuis novembre 2004 une société anonyme à capitaux essentiellement publics (85% Etat).

nucléaires de base). D'autre part, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN dont il est question ci-après s'attribue traditionnellement une certaine « tutelle » sur l'IRSN, qualifiant celui-ci de « son appui technique », et exerçant une forme de contrôle sur l'information que cet organisme diffuse.
Il est essentiel que l'indépendance de l'IRSN, notamment vis-à-vis de l'ASN, soit clairement affirmée et renforcée, en particulier au niveau de l'information publique que cet organisme doit pouvoir exercer en toute autonomie.

1.2.2 Contrôle administratif : ASN

Dans les domaines du contrôle de la sûreté nucléaire, les choses sont plus compliquées.
Jusqu'à la loi TSN de 2006, ces responsabilités étaient confiées aux ministres chargés de la sûreté nucléaire, c'est-à-dire ceux chargés de l'Environnement et de l'Industrie (et de la Santé pour la radioprotection), disposant conjointement de la DGSNR, Direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.
Cette situation faisait d'ailleurs de l'industrie nucléaire un cas particulier par rapport aux autres industries puisque l'ensemble de celles-ci (notamment les usines « Seveso ») étaient contrôlées par une Direction de la prévention des risques, notamment technologiques. D'autre part, on retrouvait la tutelle du ministre de l'Industrie, tutelle des exploitants.
Afin de séparer les responsabilités, on aurait pu, comme en Allemagne, limiter la tutelle de la sûreté nucléaire aux ministres chargés de l'Environnement et de la Santé, le ministre chargé de l'Economie assurant de son côté celle des exploitants.
Il n'en fut rien et, par la loi TSN de 2006, fut créée l'ASN (Autorité de sûreté nucléaire), autorité administrative indépendante. Cette solution, refusée en 1999 par le Conseil d'Etat, était finalement approuvée par le Parlement malgré des critiques portant à la fois sur la responsabilité politique de la sûreté nucléaire (sécurité et santé des citoyens, protection de l'environnement) et, de la part des organisations syndicales, sur le transfert à cette autorité des prérogatives en matière de risques professionnels exercés jusqu'alors par le ministère du travail.

L'ASN est dotée de Groupes permanents d'experts.
Pour préparer ses décisions les plus importantes relatives aux enjeux de sûreté nucléaire ou de radioprotection, l'ASN s'appuie sur les avis et les recommandations de sept groupes permanents d'experts (GP), dont quatre relatifs aux installations nucléaires de base (INB) et aux transports de matières radioactives (réacteurs nucléaires, laboratoires et usines, déchets, moyens de transports). Bien que présentés comme pluralistes et strictement basés sur la compétence, ces groupes sont essentiellement constitués de membres (ou ex membres) des organismes de sûreté, de l'administration et des exploitants nucléaires. Ils sont donc très « consanguins »[21]. Ces groupes sont en quelque sorte des lieux d'arbitrage qui préparent les décisions et avis de l'ASN.

L'ASN a un pouvoir d'intervention direct très important vis-à-vis de l'exploitant, indiqué la loi TSN, article 29-IV :
« En cas de risques graves et imminents, l'Autorité de sûreté nucléaire suspend, si nécessaire, à titre provisoire et conservatoire, le fonctionnement de l'installation. Elle en informe sans délai les ministres chargés de la sûreté nucléaire ».

Pour la petite histoire, il faut mentionner la vie éphémère de la « Commission consultative des installations nucléaires de base (CCINB) créée par décret en 2007[22] et supprimée par décret en 2010[23]. Cette commission, comprenant essentiellement les représentants de tous les ministères et organismes concernés, devait être consultée pour avis par les ministres chargés de la sûreté nucléaire sur toutes les

[21] Il est en particulier intéressant de constater que le président du GP « Usines », Philippe Saint Raymond, évidemment du Corps des mines, est aussi vice-président du GP « Réacteurs nucléaires » et ancien Directeur Général adjoint de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (début 2002 à février 2004). Le président du GP réacteurs est Pierre Govaerts, ancien responsable de la sûreté nucléaire en Belgique.
[22] Décret n°2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives.
[23] Décret n° 2010-882 du 27 juillet 2010 portant suppression de la CCINB.

décisions de ceux-ci dans ce domaine. Dispositif assez ouvert mais lourd dont on peut penser que l'ASN n'a pas été étrangère à la suppression[24]. On retrouve d'ailleurs à peu près les mêmes personnes comme « invités permanents » des réunions des groupes permanents d'experts, mais ce n'est évidemment pas la même chose.

1.2.3 Articulation entre IRSN et ASN

L'articulation entre IRSN et ASN est très bien expliquée par l'encadré ci-dessous.

IRSN et ASN
Audition par la Commission des affaires économiques de l'Assemblée nationale
De Jacques Repussard, directeur général de l'IRSN, le 16 février 2011

« L'IRSN et l'ASN sont deux organismes indépendants mais nous disposons avec le protocole annuel d'un outil de dialogue. Il est normal que nous ayons des divergences mais nous les résolvons, que ce soit en matière de programmation ou d'observation. Certains pensent que l'ASN est totalement dépendante de notre travail mais c'est inexact. Sur les sujets complexes, qui sont fréquents, son rôle est de s'assurer que le débat contradictoire entre l'exploitant (EDF, Areva ou le CEA) et l'IRSN aboutisse à des conclusions acceptables, puis de prendre les décisions qui lui incombent.

L'ASN dispose pour cela de ses propres groupes d'experts – internationaux, cette fois – mais ils ne procèdent pas au travail d'analyse des dossiers, non seulement parque ce travail est extrêmement coûteux mais aussi parce que c'est le rôle de l'IRSN. En revanche, les experts des quatre ou cinq groupes permanents de l'ASN, qui traitent des réacteurs, des installations du cycle du combustible, des déchets, et de la radioprotection, observent l'IRSN présenter les résultats de son expertise, ainsi que les réactions de l'exploitant d'EDF. Ensuite, le groupe permanent rend un avis à l'ASN, qui, en général, a plutôt tendance à confirmer nos conclusions, même si ce n'est pas toujours le cas. Ainsi l'ASN a ses propres outils, et dispose des avis de l'IRSN et des positions de l'exploitant. Elle doit alors trancher. L'IRSN respecte bien entendu les positions prises par l'ASN, car c'est la règle du jeu, et ne les met jamais en cause publiquement. »

Un cas révélateur de ces différences d'appréciation entre IRSN et ASN est celui de Fessenheim. Dans son interview parue dans le JDD du 1° janvier 2012, J. Repussard, directeur général de l'IRSN déclarait : « *Depuis plusieurs années, nous disons qu'il faut renforcer son radier [dalle sous le réacteur] pour éviter une fuite en cas d'accident ».* Assertion effectivement confirmée par plusieurs documents. Or, ce n'est qu'après l'accident de Fukushima que l'ASN, dans sa décision 2011-DC-0231 du 4 juillet 2011, imposera à EdF le renforcement du radier de Fessenheim :
[FSH1-25] *Avant le 30 juin 2013, le radier du bâtiment réacteur sera renforcé afin d'augmenter très fortement sa résistance au corium en cas d'accident grave avec percement de la cuve. EDF soumettra pour accord à l'ASN avant le 31 décembre 2011 le dossier analysant les solutions envisageables et justifiant les modifications de l'installation, proposées pour atteindre cet objectif.*
Cette prescription qualifiée de « majeure » par l'ASN dans son rapport au gouvernement du 4 juillet 2011 sur la *« Poursuite d'exploitation de la centrale de Fessenheim après trente ans de fonctionnement* », comme le délai imposé pour la réalisation des travaux, prouve le sérieux de la recommandation de l'IRSN.

[24] Simple impression de l'auteur de cette note.

Remarque :

La séparation des responsabilités, au-delà des questions institutionnelles, est rendue particulièrement difficile en France par la présence à presque tous les postes de responsabilités dans le secteur de l'énergie des ingénieurs du Corps des mines, véritable confrérie, aussi bien du côté des administrations de tutelle et de contrôle que de celui des organismes et entreprises. En font en effet partie (en avril 2012) : le président de l'ASN, le directeur général de l'IRSN, le président du directoire d'AREVA, le directeur général de l'énergie et du climat, le directeur général de la prévention des risques, le chef du service des risques technologiques, le responsable de la mission sûreté nucléaire et radioprotection...

La conclusion que l'on peut tirer de la situation actuelle du système de contrôle de la sûreté nucléaire est qu'il serait tout à fait légitime que des avis d'experts indépendants des entreprises et des organismes du système nucléaire soient également entendus et pris en compte dans un processus « transparent » d'évaluation de la sûreté des installations nucléaires. Il serait également normal que les divergences éventuelles entre l'IRSN et les positions prises par l'ASN fassent l'objet d'une information publique, ou tout au moins en direction du pouvoir exécutif et des élus de la nation.

1.3 RESPONSABILITE PREMIERE DU GOUVERNEMENT

1.3.1 Le Gouvernement est responsable du contrôle de la sûreté nucléaire

L'existence depuis 2006 (loi TSN) de l'ASN, autorité administrative indépendante, n'a fait que renforcer dans les esprits et dans les faits la démission (volontaire ou non) du pouvoir politique sur la question de la sûreté nucléaire : les politiques s'accommodent tout à fait d'une ASN « indépendante » et se réfèrent à ses avis ou prescriptions pour ne pas prendre de décisions dans ces domaines.
Ce retrait est concrétisé sur le plan administratif par le fait que la sûreté nucléaire, au niveau du Gouvernement, est simplement confiée à une « Mission sûreté nucléaire et radioprotection » au sein du Service des risques technologiques de la Direction générale de la prévention des risques.

Cependant, dans la loi TSN, les responsabilités de l'ASN pour le contrôle de la sûreté nucléaire ne sont pas aussi étendues qu'on le croit :

a) ***Article 4*** : « *L'ASN, autorité administrative indépendante,* ***participe*** *au contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection et à l'information du public dans ces domaines* ».

b) ***Article 3*** : Toutes les décisions réglementaires relatives à l'autorisation d'une installation nucléaire ou à son arrêt ou à la suspension de son fonctionnement sont de la responsabilité du Gouvernement (décrets et arrêtés des ministres responsables de la sûreté nucléaire ou décrets en Conseil d'Etat). Dans la plupart des cas, « *après avis* » ou « *en concertation* » avec l'ASN.

c) ***Article 4–1°*** : L'ASN « *peut prendre des décisions réglementaires à caractère technique pour compléter les modalités d'application des décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection... Ces décisions sont soumises à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire... ou des ministres chargés de la radioprotection...* ».

Le gouvernement peut donc passer outre à un avis négatif de l'ASN à propos d'un décret (par exemple l'ajout de traceurs radioactifs dans du béton) et par contre ne pas homologuer une demande de l'ASN.

La responsabilité du gouvernement est en particulier soulignée dans le cas d'une situation d'urgence :
Article 4-4° :
« L'ASN ***est associée*** *à la gestion des situations d'urgence radiologique résultant d'évènements de nature à porter atteinte à la santé des personnes et à l'environnement par exposition aux rayonnements ionisants... ».*
Et,
*« Lorsque survient une telle situation d'urgence, elle (*ASN*)* ***assiste le Gouvernement*** *pour toutes les questions de sa compétence ».*

On voit bien qu'il y a une « transmission de pouvoir » à ce moment-là qui exige une maîtrise de la situation par le Gouvernement[25].

La responsabilité du Gouvernement vis-à-vis des citoyens est bien confirmée par l'article suivant de la loi TSN :

Article 29-IV :

« S'il apparaît qu'une installation nucléaire de base présente des risques graves pour les intérêts mentionnés au I de l'article 28[26], les ministres chargés de la sûreté nucléaire peuvent, par arrêté, prononcer la suspension de son fonctionnement pendant le délai nécessaire à la mise en œuvre des mesures propres à faire disparaître ces risques graves. Sauf cas d'urgence, l'exploitant est mis à même de présenter ses observations sur le projet de suspension et l'avis préalable de l'Autorité de sûreté nucléaire est recueilli ».

Le même article précise le pouvoir de l'ASN de suspendre le fonctionnement d'un réacteur (précité en 1.2.2).

1.3.2 Arbitrage entre économie et sûreté

La situation exceptionnelle de la France avec environ 75% de sa production d'électricité d'origine nucléaire[27] rend la responsabilité gouvernementale encore plus lourde, comme l'illustre la déclaration du président de l'ASN lors de son allocution du 3 avril 2003 devant l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et techniques (OPECST) :

« Mais si vous cumulez ces deux points : 80% de l'électricité nucléaire, 58 réacteurs de la même famille, cela nous conduit, nous, autorité de sûreté nucléaire, à quelque chose qui est une véritable obsession, et je prends le terme obsession au sens fort du terme : cela nous obsède. L'obsession est l'apparition d'un problème de sûreté générique et grave. Pour illustrer mon propos, en cas de problème générique et grave, je serais conduit à aller voir le Premier ministre et à lui dire ***: « Monsieur le Premier ministre, vous avez le choix entre deux décisions possibles : première version, on coupe l'électricité ; deuxième version, on continue à faire fonctionner le parc nucléaire d'EDF dans un mode dégradé »****. Ce n'est pas le genre de circonstances dans lesquelles je souhaite que moi-même ou mon successeur, nous nous trouvions ».*

Le président de l'ASN pose bien le dilemme : la décision relève de la responsabilité du Premier ministre, mais sera-elle conforme aux exigences de sûreté.

La primauté absolue maintes fois proclamée de la sûreté nucléaire sur tout autre considération (« la sûreté nucléaire n'a pas de prix ! ») est évidemment une illusion. Les considérations économiques sont naturellement prises en compte et la sûreté nucléaire effectue en permanence un arbitrage entre des positions de rigueur sur l'application stricte de la réglementation et la position de l'exploitant pour qui tout arrêt de réacteur coûte beaucoup d'argent. On peut considérer que l'arbitrage ainsi réalisé par les responsables de la sûreté nucléaire ne va pas jusqu'à accepter une situation allant jusqu'à une prise de risque évidente mais on a de nombreux exemples de situations anormales qui n'ont pas entraîné l'arrêt des réacteurs jusqu'à la réparation du défaut détecté. Il existe indéniablement une « zone d'appréciation » dans l'exercice du contrôle de la sûreté nucléaire qui ne devrait pas échapper à l'analyse critique.

Il est donc tout à fait important de ne pas accorder aux responsables de la sûreté une ***« infaillibilité »*** indiscutable. C'est pourquoi il est essentiel que leurs positions et décisions soient soumises à la

---

[25] On peut se référer à l'accident de Fukushima pour comprendre la complexité d'une telle situation.

[26] Loi TSN, Article 28-I : *« Sont soumis aux dispositions du présent titre les installations nucléaires de base et les transports de matières radioactives en raison des risques ou inconvénients qu'ils peuvent présenter pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement* ».

[27] Cette proportion est beaucoup plus élevée que dans les grands pays industrialisés utilisant cette énergie. En 2009 : 19% aux Etats-Unis, 28% au Japon, 16% en Russie, 30% en Corée du Sud, 22% en Allemagne, 16% au Royaume-Uni (et 2% en Chine et en Inde). Cette production, en France, est entièrement assurée par le même type de réacteur de la filière à uranium légèrement enrichi et eau sous pression.

critique et qu'ainsi le pouvoir politique puisse prendre en toute connaissance de cause les décisions qui lui reviennent.

2. DES EXEMPLES D'INSUFFISANCES DANS LA DEFINITION DES RESPONSABILITES

Un certain nombre de questions se posent sur la pertinence de la réglementation en matière de responsabilité du contrôle de la sûreté nucléaire.
Donnons quelques exemples significatifs.

2.1 PRATIQUE DE LA RESPONSABILITE DU CONTROLE DE LA SURETE NUCLEAIRE

Nous avons vu (article 4-1° de la loi TSN) que les décisions réglementaires de caractère technique de l'ASN sont soumises à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire. Cet accord des ministres prend la forme d'un arrêté intervenant après la décision de l'ASN. Toutefois, lorsque les textes le prévoient, l'homologation peut être tacite, c'est-à-dire qu'elle est acquise automatiquement au bout d'un délai fixé par ces mêmes textes si les ministres n'ont pas fait connaître leur opposition. Les arrêtés d'homologation et les décisions homologuées sont publiés au *Journal officiel*.
On constate en consultant la liste des arrêtés correspondant à ces homologations que des décisions qui peuvent être considérées comme importantes mais qui n'ont probablement pas de caractère « réglementaire » ne figurent pas dans cette catégorie : ce sont par exemple toutes les décisions de modifications à apporter aux réacteurs à la suite des visites décennales, ou bien, comme nous le verrons plus loin, les avis portant sur la poursuite du fonctionnement des réacteurs nucléaires au-delà de ces visites.

2.2 AMBIGUÏTE DU TRANSFERT DE RESPONSABILITES EN SITUATION D'URGENCE

Nous avons également signalé ci-dessus la difficulté posée en termes de responsabilité mais aussi d'efficacité dans les « *situations d'urgence* » (article 4.4 de la loi TSN). La situation d'urgence est en effet définie comme « *résultant d'événements de nature à porter atteinte à la santé des personnes et à l'environnement par exposition aux rayonnements ionisants et survenant en France ou susceptibles d'affecter le territoire français* ».
On voit bien qu'il y a dans cette affaire une responsabilité d'appréciation (à quel moment on passe d'une situation incidentelle ou accidentelle à une situation d'urgence) et d'anticipation (l'incident ou l'accident peut-il être « précurseur » d'une situation beaucoup plus grave et à quelle échéance ?) ***: par qui*** doit être prise la décision que l'on se trouve dans une situation d'urgence ?
Il est d'autant plus difficile de se prononcer sur ce point qu'il y a une rupture dans la chaîne des responsabilités puisque, jusqu'à la situation d'urgence, c'est l'ASN qui est de fait considérée comme responsable du suivi des situations incidentelles ou accidentelles, alors que, « *lorsque survient une situation d'urgence, elle assiste le Gouvernement pour toutes les questions de sa compétence* ».
Cette question avait été soulevée par le Conseil d'Etat lors de la première présentation en 1999 de la loi créant l'autorité indépendante ASN (projet qui avait été alors rejeté par le Conseil d'Etat) et n'a pas trouvé de réponse depuis, notamment dans le décret du 2 novembre 2007, précité.

2.3 MODIFICATION DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES DE BASE

L'article 29-II de la loi TSN nous dit :
II. – Une nouvelle autorisation est requise en cas :
1° De changement d'exploitant de l'installation ;
2° De modification du périmètre de l'installation ;
3° De modification notable de l'installation.
A l'exception des demandes motivées par les cas visés au 1o et au 2o du présent II qui font l'objet d'une procédure allégée dans des conditions définies par décret en Conseil d'Etat, cette nouvelle autorisation est accordée selon les modalités prévues au I.

Nous nous intéressons ici à la troisième situation : modification notable.

Celle-ci est définie de la façon suivante par l'article 31 du décret du 2 novembre 2007 :
Constitue une modification notable d'une installation nucléaire de base au sens des dispositions du II de l'article 29 de la loi du 13 juin 2006 :
1° Un changement de sa nature ou un accroissement de sa capacité maximale ;
2° Une modification des éléments essentiels pour la protection des intérêts mentionnés au I de l'article 28 de la loi du 13 juin 2006, qui figurent dans le décret d'autorisation en application de l'article 16 ;
3° Un ajout, dans le périmètre de l'installation, d'une nouvelle installation nucléaire de base.
L'exploitant qui veut modifier de façon notable son installation adresse une demande d'autorisation aux ministres chargés de la sûreté nucléaire dans les conditions définies aux articles 7 et 8. Le dossier accompagnant la demande porte sur l'installation telle qu'elle résulterait de la modification envisagée et précise l'impact de cette modification sur les différents éléments de l'autorisation en cours.
La demande est instruite et fait l'objet d'une décision selon les modalités définies au chapitre II du titre III.
Dans le cas mentionné au 3° ci-dessus, la modification autorisée est soumise à une autorisation de mise en service délivrée selon les modalités définies à l'article 20.

Le 2° donne évidemment lieu à discussion, sachant – comme cité plus haut - que l'article 28-I de la loi du 13 juin 2006 dit :
I. – Sont soumis aux dispositions du présent titre les installations nucléaires de base et les transports de substances radioactives en raison des risques ou inconvénients qu'ils peuvent présenter pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement.

Il y a donc un problème d'appréciation de la modification notable : cette appréciation ne peut évidemment pas relever de l'exploitant (qui voudra éviter une nouvelle procédure d'autorisation) mais pas non plus, uniquement, de l'ASN. Il serait normal que celle-ci soit consultée, ainsi que l'IRSN, mais il nous semble que justement, en relation avec la question soulevée en 2.3.1, une telle décision devrait au moins relever de l'homologation du gouvernement, lorsque la modification est en relation avec les « intérêts mentionnés au I de l'article 28 de la loi du 13 juin 2006. ***Cela est typiquement le cas des travaux de construction du récupérateur de corium de la centrale de Fessenheim.***

2.4 PROLONGATION DE LA DUREE DE FONCTIONNEMENT DES CENTRALES NUCLEAIRES

La création et l'arrêt définitif d'une installation nucléaire de base dépendent bien d'une décision du Gouvernement, comme le disent les deux premiers alinéas de l'article 3-2° de la loi TSN :
2° Des décrets, pris après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire :
a) Autorisent la création d'une installation nucléaire de base dans les conditions définies à l'article 29 ;
b) Autorisent la mise à l'arrêt définitif et le démantèlement ou l'arrêt définitif et le passage en phase de surveillance d'une installation nucléaire de base dans les conditions définies à l'article 29 ;
c) Peuvent mettre fin à l'autorisation d'une installation nucléaire de base dans les conditions définies au X de l'article 29.

Le paragraphe c) fait référence à l'article 29-X :
X. – Si une installation nucléaire de base n'est pas mise en service dans le délai fixé par le décret autorisant sa création, un décret, pris après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire, peut mettre fin à l'autorisation de l'installation. L'Autorité de sûreté nucléaire peut soumettre le titulaire de l'autorisation à des prescriptions particulières en vue de protéger les intérêts mentionnés au I de l'article 28 et d'assurer la remise en état du site.
Le contrôle et les mesures de police prévus par le présent titre restent applicables à cette installation.
. .
Si une installation nucléaire de base cesse de fonctionner pendant une durée continue supérieure à deux ans, les ministres chargés de la sûreté nucléaire peuvent, par arrêté pris après avis de l'Autorité

de sûreté nucléaire, interdire la reprise du fonctionnement de l'installation et demander à l'exploitant de déposer, dans un délai qu'ils fixent, une demande d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement de l'installation.

Et une installation nucléaire de base peut être également arrêtée pour des raisons de sûreté en application de l'article 29-IV :
IV. − S'il apparaît qu'une installation nucléaire de base présente des risques graves pour les intérêts mentionnés au I de l'article 28, les ministres chargés de la sûreté nucléaire peuvent, par arrêté, prononcer la suspension de son fonctionnement pendant le délai nécessaire à la mise en oeuvre des mesures propres à faire disparaître ces risques graves. Sauf cas d'urgence, l'exploitant est mis à même de présenter ses observations sur le projet de suspension et l'avis préalable de l'Autorité de sûreté nucléaire est recueilli.
En cas de risques graves et imminents, l'Autorité de sûreté nucléaire suspend, si nécessaire, à titre provisoire et conservatoire, le fonctionnement de l'installation. Elle en informe sans délai les ministres chargés de la sûreté nucléaire.

Mais ce qui est tout à fait étonnant est que rien n'est dit sur la question de la durée de fonctionnement des centrales nucléaires et que l'on voit apparaître des déclarations qui mettent en évidence à nouveau la confusion des responsabilités.

Sur cette question, il est intéressant de consulter le rapport de mai 2003 de l'OPECST (Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques) sur « *La durée de vie des centrales nucléaires et les nouveaux types de réacteur* », par les députés Christian Bataille et Claude Birraux, rapporteurs[28].
p. 137 :
« C'est en 2002 que l'autorité de sûreté a pris la décision de principe que la durée de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe pourrait, sous réserve de résultats probants lors de leur 3ème visite décennale (VD3), être prolongés, au cas par cas, au delà de 30 ans »
Et,
p.138 :
« Par ailleurs, s'agissant de la prolongation de la durée de vie pour 10 années supplémentaires, le processus de décision de l'autorité de sûreté comprend deux étapes, la première étant une décision de principe pour l'ensemble des réacteurs d'un palier et la deuxième étant liée aux visites décennales »

Il y a ici confusion des responsabilités et même erreur de jugement puisque, à l'époque, l'autorité de sûreté n'existait pas en tant que telle (bien que son président d'alors ait su habilement utiliser ce titre) : le contrôle de la sûreté était confié à une direction générale de l'administration dépendant des ministres chargés de l'environnement d'une part et de l'industrie d'autre part) et la décision dépendait de ce fait sans discussion possible au Gouvernement.

On retrouve la même erreur, preuve d'une démission du politique devant ses responsabilités dans l'allocution de Mme Nicole Fontaine, ministre déléguée à l'industrie, le 3 avril 2003 (page 296 du rapport de l'OPECST), ici encore avant la création de l'ASN en 2006 :
« Je tiens toutefois à souligner qu'il n'existe aujourd'hui aucune certitude sur la durée de vie des centrales actuellement en exploitation. Nous ne disposons que de fortes probabilités et nous ne saurons pas avant 2010, 2015 si l'autorité de sûreté autorisera l'ensemble des centrales à fonctionner jusqu'à quarante ans, et logiquement pas avant 2020, 2025 pour un fonctionnement jusqu'à cinquante ans voire soixante ».

A l'inverse, le 15 décembre 2011, la ministre de l'écologie Nathalie Kosciusko-Morizet déclare à propos de Fessenheim que « *la fermeture n'est pas exclue* » et considère implicitement qu'il s'agit bien d'une décision du gouvernement.

[28] www.assemblee-nationale.fr/12/pdf/rap-oecst/i0832.pdf. Une grande partie du rapport est consacrée aux « réacteurs en projet » (à partir de la page 173), sujet qui n'est pas abordé dans cette note.

C'est d'ailleurs ce qui apparaît nettement dans la conclusion du rapport de l'ASN du 4 juillet 2011 adressé aux ministres de l'écologie, de l'économie et de l'industrie, « Poursuite d'exploitation du réacteur n°1 de la centrale nucléaire de Fessenheim après trente années de fonctionnement » qui, dans sa conclusion, **émet un avis** :
« Sous réserve des conclusions à venir des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) engagées à la suite de l'accident de Fukushima, ***l'ASN considère****, au vu du bilan du troisième réexamen de sûreté du réacteur n°1 de la centrale nucléaire de Fessenheim, que le réacteur n°1 est apte à être exploité pour une durée de dix années supplémentaires après ce troisième réexamen à condition de respecter les prescriptions de la décision de l'ASN n° 2011-DC-0231 du 4 juillet 2011 et notamment les deux prescriptions majeures suivantes :*
- Renforcer le radier du réacteur avant le 30 juin 2013, afin d'augmenter sa résistance au corium en cas d'accident grave avec percement de la cuve ;
- Installer avant le 31 décembre 2012 des dispositions techniques de secours permettant d'évacuer durablement la puissance résiduelle en cas de perte de la source froide. »

Il apparaît clairement que la décision doit être prise par le Gouvernement (à qui s'adresse ce rapport). Mais cela ne figure dans aucun texte législatif et « tout le monde » considère, à tort, que cette prolongation est une décision de l'ASN.

La responsabilité politique de la décision de prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs des centrales nucléaires est d'ailleurs confirmée par l'opinion émise par le directeur général de l'IRSN, Jacques Repussard, par la Commission des affaires économiques de l'Assemblée nationale, le 16 février 2011, déjà citée :
« Le premier[29] *est celui de la prolongation de la durée d'exploitation des 58 réacteurs d'EDF, conçus à l'origine pour une exploitation de quarante ans. Nous devons nous donner les moyens d'expertise nécessaires pour les prolonger autant que possible, mais pas plus. C'est un point très sensible. Les technologies progressant, comme les moyens de prévenir les risques, il est possible et souhaitable de modifier ces réacteurs pour augmenter leur niveau de sûreté. Je rappelle que leur conception est antérieure à l'accident de Three Miles Island. Les mesures qui peuvent être prises à un coût raisonnable doivent donc l'être****. La nation devra se prononcer sur ces orientations*** *».*

2.5 DUREE DE FONCTIONNEMENT ET VISITES DECENNALES

En lien avec la question précédente, se pose celle de la définition claire de la durée de fonctionnement des centrales.

Les visites décennales
La loi TSN prévoit des « réexamens de sûreté » des installations nucléaires de base dans les conditions suivantes :
Article 29-III :
L'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de la sûreté de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales. Ce réexamen doit permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts mentionnés au I de l'article 28, en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires.
L'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire et aux ministres chargés de la sûreté nucléaire un rapport comportant les conclusions de cet examen et, le cas échéant, les dispositions qu'il envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la sûreté de son installation.
Après analyse du rapport, l'Autorité de sûreté nucléaire peut imposer de nouvelles prescriptions techniques. Elle communique aux ministres chargés de la sûreté nucléaire son analyse du rapport.

[29] Le premier des cinq enjeux de la sûreté nucléaire jugés très importants par J. Repussard.

Les réexamens de sûreté ont lieu tous les dix ans. Toutefois, le décret d'autorisation peut fixer une périodicité différente si les particularités de l'installation le justifient.

Ces réexamens de sûreté sont également appelés « visites décennales ». Chaque visite décennale entraîne l'arrêt du réacteur pendant environ cinq mois.

Dans le rapport de l'ASN au Gouvernement du 4 juillet 2011 cité plus haut, on lit au Chapitre 5 relatif au « réexamen de sûreté » :
S'agissant du réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe ayant fonctionné pendant trente ans après leur première divergence, la standardisation des installations exploitées par EDF l'a conduit à adopter une approche comprenant une première phase générique, c'est-à-dire traitant des aspects communs à tous ces réacteurs, et une seconde propre à chaque installation.
Et,
Sous réserve du respect de certains engagements pris par EDF et de la prise en compte des demandes formulées par l'ASN dans le courrier cité en référence [8], l'ASN n'a pas identifié d'éléments mettant en cause la capacité d'EDF à maîtriser la sûreté des réacteurs de 900 MWe jusqu'à quarante ans après leur première divergence.

On a bien dans ce document une définition précise de la « durée de fonctionnement » : celle-ci est comptée à partir de la première divergence.

Par exemple, les dates des premières divergences des deux réacteurs de Fessenheim sont respectivement le 7 mars (F1) et le 27 avril (F2) 1977.
Les trente ans de fonctionnement ont donc été atteints respectivement en mars et avril 2007 et les quarante ans le seraient en mars et avril 2017.
Les troisièmes réexamens de sûreté des deux réacteurs de Fessenheim se sont déroulés respectivement d'octobre 2009 à mars 2010 (F1) et d'avril 2011 à mars 2012 (F2).
On est par conséquent très surpris de lire que l'ASN donne un avis sur l'exploitation de Fessenheim 1 pour dix années supplémentaires après ce troisième examen. En prenant la date de fin de l'examen (précision qui n'est pas fournie par l'ASN), cela nous mènerait à mars 2020 pour Fessenheim 1 et mars 2022 pour Fessenheim 2.
Les glissements successifs des visites décennales et l'ambiguïté des formulations de l'ASN, sous ses apparences de rigueur, conduisent à des dérapages tout à fait inadmissibles.

Remarque :
On trouve la même ambiguïté dans l'avis de l'ASN n° 2011-AV-0120 du 4 juillet portant, dans son titre « *Avis...sur la poursuite d'exploitation du réacteur n°1 de la centrale nucléaire de Fessenheim après 30 ans de fonctionnement* », tandis que la conclusion de l'avis nous dit : « *L'ASN considère...que le réacteur n°1 de la centrale nucléaire de Fessenheim est apte à être exploité pour une durée de dix années supplémentaires après ce troisième réexamen...* ».

2.6 ARRET ET ARRET DEFINITIF D'UN REACTEUR ELECTRONUCLEAIRE

Les conditions d'arrêt d'un réacteur et celles de son arrêt définitif donnent lieu à des interprétations variées, notamment en ce qui concerne la centrale de Fessenheim.

2.6.1 L'arrêt d'un réacteur

Du point de vue technique, l'arrêt d'un réacteur au sens de l'arrêt des fissions et de la réaction en chaîne, est une opération facile et fréquente réalisée par l'introduction d'eau borée. On a vu qu'il fallait cependant maintenir la circulation de l'eau de refroidissement du fait de la puissance résiduelle. On peut alors si nécessaire décharger le combustible, par fraction ou totalement, après environ une semaine de baisse de sa radioactivité.
Dans quelles circonstances et par quelle décision se produisent ou peuvent se produire les arrêts de réacteurs ?

Arrêt de réacteur par l'exploitant

a) Les arrêts programmés pour raisons techniques

- Arrêt des réacteurs de ses centrales nucléaires pendant les périodes annuelles de changement de combustible (par tiers du cœur) et de maintenance légère (de l'ordre de 2 mois).
- Arrêt des réacteurs pour des périodes de plusieurs mois pour des opérations de maintenance lourde (remplacement de générateurs de vapeur par exemple) et pour les « visites décennales ».

b) Les arrêts pour raison de sûreté

- Arrêt causé par un dysfonctionnement (éventuellement une cause extérieure) ou un incident qui réclame une intervention.
- Arrêt décidé du fait de la découverte d'une faiblesse ou défaillance d'un matériel (sans que celle-ci ait entraîné l'arrêt).

c) Les arrêts pour raison économique

EdF peut décider l'arrêt de certains réacteurs, du fait de la baisse attendue de la demande intérieure ou à l'exportation.

Arrêt de réacteur par l'ASN

D'après la loi TSN, article 29-IV :

« En cas de risques graves et imminents, l'Autorité de sûreté nucléaire suspend, si nécessaire, à titre provisoire et conservatoire, le fonctionnement de l'installation. Elle en informe sans délai les ministres chargés de la sûreté nucléaire ».

D'autre part, les décisions de l'ASN peuvent entraîner des réparations ou des modifications qui nécessitent pour les réaliser l'arrêt des réacteurs concernés, immédiatement ou dans un délai en général prescrit par l'ASN.

Arrêt de réacteur par décision du Gouvernement

a) Pour des raisons de sûreté : Loi TSN, article 29-IV, précité :

« S'il apparaît qu'une installation nucléaire de base présente des risques graves pour les intérêts mentionnés au I de l'article 2, les ministres chargés de la sûreté nucléaire peuvent, par arrêté, prononcer la suspension de son fonctionnement pendant le délai nécessaire à la mise en œuvre des mesures propres à faire disparaître ces risques graves. Sauf cas d'urgence, l'exploitant est mis à même de présenter ses observations sur le projet de suspension et l'avis préalable de l'Autorité de sûreté nucléaire est recueilli ».

b) Pour des raisons économiques ou de politique énergétique

En tant qu'actionnaire majoritaire d'EDF, l'Etat a la possibilité de décider l'arrêt d'une centrale nucléaire, que ce soit pour des raisons de sécurité, des raisons économiques, des raisons de politique énergétique ou de politique étrangère (pour des centrales frontalières par exemple).

Cette responsabilité de l'Etat majoritaire est confirmée par le président de l'ASN, André-Claude Lacoste, dans son interview dans Le Figaro du 22 octobre 2012 : « *EdF peut demander une fermeture. N'oubliez pas que l'Etat est son actionnaire majoritaire* ».

2.6.2 L'arrêt définitif d'un réacteur

La mise à l'arrêt définitif d'un réacteur nucléaire est associée à son démantèlement, par précaution assurant que l'exploitant continue à assurer la sûreté des installations au-delà de l'arrêt de la production d'énergie.

Deux textes régissent les règles de mise à l'arrêt définitif d'un réacteur nucléaire.

a) Loi TSN, article 29 :

La mise à l'arrêt définitif et le démantèlement d'une installation nucléaire de base sont subordonnés à une autorisation préalable. La demande d'autorisation comporte les dispositions relatives aux conditions de mise à l'arrêt, aux modalités de démantèlement et de gestion des déchets, ainsi qu'à la surveillance et à l'entretien ultérieur du lieu d'implantation de l'installation permettant, compte tenu des connaissances scientifiques et techniques du moment et des prévisions d'utilisation ultérieure du site, de prévenir ou de limiter de manière suffisante les risques ou inconvénients pour les intérêts

mentionnés au I de l'article 28.
L'autorisation est délivrée par décret pris après avis de l'Autorité de sûreté nucléaire. Ce décret fixe les caractéristiques du démantèlement, le délai de réalisation du démantèlement et les types d'opérations à la charge de l'exploitant après le démantèlement.

b) Décret du 2 novembre 2007[30]

I. - L'exploitant d'une installation nucléaire de base qui veut arrêter définitivement le fonctionnement de son installation en informe les ministres chargés de la sûreté nucléaire et l'Autorité de sûreté nucléaire. Il transmet à cette Autorité, au moins trois ans avant la date envisagée pour la mise à l'arrêt définitif, une mise à jour du plan de démantèlement, mentionné au 10° du I de l'article 8, présentant notamment les opérations de préparation à la mise à l'arrêt définitif, les équipements qui seront nécessaires au démantèlement de l'installation et les filières de gestion des déchets envisagées.
II. - Au moins un an avant la date prévue pour la mise à l'arrêt définitif, l'exploitant dépose auprès des ministres chargés de la sûreté la demande d'autorisation. L'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire un exemplaire de sa demande assortie du dossier et de la notice prévus ci-après.

La procédure d'autorisation de l'arrêt définitif est donc très semblable à celle de l'autorisation de création. Dans les deux cas, la demande émane de l'exploitant. Dans le cas de la création, il y a en amont une décision du Gouvernement en tant qu'actionnaire principal d'EDF de créer une nouvelle centrale nucléaire (ou même une nouvelle tranche nucléaire). Dans le cas de l'arrêt définitif et du démantèlement, la demande venant de l'exploitant EDF doit être approuvée par son conseil d'administration, donc par le gouvernement.
Si celui-ci a décidé l'arrêt définitif d'un ou plusieurs réacteurs (d'une centrale particulière par exemple), il doit signifier cette décision à EDF afin que cet exploitant applique la procédure réglementaire dans les délais impartis par le décret.

Cette procédure n'empêche en rien l'arrêt du ou des réacteurs concernés à une date antérieure et même des dispositions techniques peuvent être prises afin que le redémarrage du réacteur ne soit pas possible.
L'arrêt effectif du réacteur et de la production d'électricité de façon définitive est une décision qui n'est pas directement attachée à la procédure de l'arrêt définitif et du démantèlement.

[30] Décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives

PARTIE II - LES ACCIDENTS DES CENTRALES NUCLEAIRES

1. L'ENJEU DE LA SURETE NUCLEAIRE

1.1 DE QUEL POINT DE VUE ON SE PLACE

La catastrophe de Fukushima, au cœur d'un des pays les plus développés de la planète et réputé pour son haut degré de culture technologique comme pour la qualité de son organisation industrielle, a donc créé un choc considérable. Après avoir un temps tenté d'expliquer que cet accident relevait de la catégorie des catastrophes naturelles plus que de défaillances de la technologie nucléaire, il a bien fallu se rendre à l'évidence : c'était bien un accident nucléaire. Et le président de l'Autorité de sûreté nucléaire de déclarer dans le journal le Monde du 30 mars 2011 que (comme il l'avait toujours dit !), « *on ne peut garantir qu'il n'y aura jamais d'accident grave en France* ». Le moins qu'on puisse dire cependant est qu'il ne l'affirmait pas, avant Fukushima, avec une vigueur particulière…
Mais, si l'on ne nie plus la possibilité d'un accident grave, tout au moins chez les responsables de la sûreté nucléaire, on continue à essayer de convaincre qu'un tel accident n'aurait pas de conséquences dramatiques parce que « toutes les précautions sont prises ». Quant à nos dirigeants, la plupart de leurs déclarations manifestent une totale ignorance du sujet.
Ainsi, dans le meilleur des cas, on peut entendre des phrases du genre : *« Tout le monde s'est trompé... Nous allons tirer tous les enseignements de cet accident... De toute façon, on ne peut se passer du nucléaire* ».
La dernière de ces allégations, très souvent entendue, signifie de fait que l'humanité devrait s'habituer à de telles catastrophes (assimilées de fait à des catastrophes naturelles), sans doute à peu près tous les dix ans, tantôt dans un pays, tantôt dans l'autre, le rythme d'occurrence s'accroissant certainement avec le nombre de pays qui choisiraient de construire des centrales nucléaires.
Les deux premières allégations, plaidant le caractère « inimaginable » de la catastrophe nucléaire, sont elles aussi communes. Et pourtant, les avertissements et les études critiques n'ont pas manqué : depuis les années 70 et pour ne citer que quelques exemples français : les travaux de la « Gazette nucléaire » du GSIEN[31] , les livres « Questions sur le nucléaire »[32] et « L'électronucléaire en France »[33] publiés en 1975, le remarquable « Les jeux de l'atome et du hasard »[34] de 1988, ainsi que les publications de Global Chance[35] et de Wise-Paris[36].

1.2 DE L'ACCIDENT GRAVE A L'ACCIDENT MAJEUR

Des dispositifs considérables sont nécessaires pour que, en toutes circonstances, les éléments radioactifs contenus dans les éléments combustibles du réacteur ne puissent s'en échapper et, par conséquent, irradier ou contaminer les travailleurs de la centrale et les populations environnantes. Dans les réacteurs à eau, cette protection est assurée par trois barrières : la gaine des combustibles, la cuve en acier contenant le réacteur et une enceinte de confinement en béton, simple ou double. En fonctionnement normal, la gaine constitue effectivement une barrière relativement étanche[37]. Mais les deux autres barrières sont traversées par de nombreuses portes de sortie. Pour ce qui concerne la cuve, les entrées et sorties du circuit primaire de l'eau dans les réacteurs sous pression qui va dans les échangeurs de vapeur (multitude de tubes à fine paroi), circuit direct de vapeur jusqu'à la turbine dans

[31] GSIEN : Groupement des scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire (www.gazettenucleaire.org).
[32] *« Questions sur le nucléaire – Des risques d'accidents dans les centrales nucléaires »* - D. Pignon, P. Courrège, B. Drévillon, J-P Mandiburu, A. Roy – Editons Christian Bourgois.
[33] « *L'électronucléaire en France* », Syndicat CFDT de l'énergie atomique – Le Seuil, 1975 – Réédité en 1980 sous le titre « *Le dossier électronucléaire* ».
[34] « *Les jeux de l'atome et du hasard* », J-P Pharabod, JP Schapira – Calmann-Lévy, 1988.
[35] www.global-chance.org
[36] www.wise-paris.org
[37] Les gaines ne sont pas exemptes de fuites ou de ruptures locales (frottement de barres de contrôle, fatigue vibratoire...).

les réacteurs à eau bouillante, passages pour les barres de contrôle nécessaires pour l'arrêt de la réaction en chaîne, quantité de vannes et de soupapes. Pour ce qui concerne les enceintes de confinement, les passages du circuit secondaire et le tunnel d'acheminement des combustibles neufs ou usés. Une situation particulière concerne les générateurs de vapeur dans les réacteurs à eau sous pression (tous les réacteurs du parc électronucléaire français) dans lesquels la chaleur produite dans le réacteur est transmise du circuit primaire au circuit secondaire : ils servent de deuxième (ils sont à l'extérieur de la cuve et à l'intérieur de l'enceinte de confinement) et de troisième barrière, puisque la tuyauterie vapeur (circuit secondaire) traverse l'enceinte de confinement pour aller dans la turbine.
L'accident grave est un accident au cours duquel le combustible nucléaire est significativement dégradé par la détérioration des gaines du combustible et une fusion plus ou moins complète du cœur du réacteur. Dans une centrale nucléaire à eau, pressurisée ou bouillante, l'accident grave se produit du fait de la perte de refroidissement des éléments combustibles. Un tel accident peut résulter soit de la rupture de la cuve du réacteur ou d'une tuyauterie du circuit primaire, soit d'une défaillance totale du système de refroidissement, normal ou de secours. Cela peut donc se produire soit s'il y a effectivement perte de l'eau de refroidissement, soit que la circulation de cette eau soit interrompue (arrêt des pompes de circulation par exemple) et que la chaleur du combustible ne soit plus évacuée. Cette perte de refroidissement entraîne la dégradation des gaines du combustible, puis la fusion de celui-ci, même lorsque les fissions et la réaction en chaîne sont arrêtées (par l'action des barres de contrôle) du fait de la puissance résiduelle.

L'IRSN présente ainsi l'accident dans un réacteur nucléaire majeur[38] :

« Dans ce rapport, on appelle accident grave un accident au cours duquel le combustible est significativement dégradé par une fusion plus ou moins complète du cœur du réacteur. Compte tenu des mesures de prévention des accidents, mises en place par l'exploitant, ce type d'accident reste hautement hypothétique. Cependant, du fait des conséquences importantes qu'aurait le rejet de produits radioactifs dans l'environnement, et au titre de la défense en profondeur, des efforts significatifs sont consacrés à leur étude.
Un accident grave a généralement pour origine un défaut de refroidissement du cœur dont la puissance résiduelle ne parvient plus à être évacuée. En une à quelques heures, suite à des défaillances multiples, humaines et/ou matérielles, incluant l'échec des procédures de sauvegarde, la structure des éléments combustibles se dégrade. Une suite de phénomènes nombreux et complexes se déroule alors, selon divers scénarios dépendant des conditions initiales de l'accident et des actions des opérateurs ; ces scénarios sont susceptibles, à terme, de conduire à la perte de l'intégrité du confinement et à des risques de relâchements importants de produits radioactifs à l'extérieur de l'enceinte de confinement.[39] »

On notera le « hautement hypothétique », malgré Three Mile Island mais certes avant Fukushima.

C'est un accident de perte de refroidissement qu'a connu le réacteur I de la centrale de Three Mile Island (TMI-I) aux États-Unis le 28 mars1979 à partir d'une fuite sur le circuit primaire et un enchaînement de défaillances entraînant une fusion partielle du cœur. Mais il n'y a pas eu de dispersion importante d'éléments radioactifs dans l'environnement, ce qui a conduit à classer l'accident au niveau 5 de l'échelle I.N.E.S. (International Nuclear Event Scale ; voir encadré).

L'accident majeur est un accident grave non maîtrisé conduisant à d'importants relâchements de radioactivité dans l'environnement : dans ce cas, les deux barrières au-delà de la gaine sont également défaillantes et ne parviennent pas à contenir les éléments radioactifs à l'intérieur du réacteur. C'est ce

[38] Introduction de : « *R & D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée : bilan et perspectives* », IRSN et CEA, La Documentation française, Paris, Janvier 2007.
[39] On passe alors à un accident majeur si les dégagements de matières radioactives sont importants (comme à Fukushima).

qui s'est passé pour trois réacteurs de la centrale nucléaire de Fukushima-Daïchi le 11 mars 2011. Cet accident nucléaire majeur est classé au niveau 7 (le plus élevé) de l'échelle internationale des événements nucléaires, ce qui le place au même degré de gravité que la catastrophe de Tchernobyl (1986), compte tenu du volume important des rejets
L'accident majeur peut donc se produire s'il y a défaillance de la troisième barrière, l'enceinte de confinement.

Du point de vue des conséquences, la différence est considérable.
Dans le cas d'un accident grave de type Three Mile Island, le réacteur est entièrement détruit, plusieurs années sont nécessaires pour avoir accès au cœur fondu (le corium), le combustible non fondu ne sera extrait qu'en 1987 et des dizaines d'années pour effectuer le démantèlement de l'installation accidentée ; la remise en route de l'autre réacteur (TMI-I) de la centrale n'aura lieu qu'en 1985. Mais les rejets de matières radioactives dans l'environnement sont faibles[40] : même lorsqu'il y a eu évacuation des populations environnantes (environ 150 000 personnes), celles-ci ont pu revenir sur leur territoire dans un bref délai[41]. Le coût d'un accident de ce type qui arriverait en France est estimé par l'IRSN à 120 milliards d'euros[42].
Les conséquences d'un accident majeur, avec émissions massives de matières radioactives dans l'environnement, du type Fukushima pour les réacteurs à eau, ou Tchernobyl, sont autrement considérables. Depuis l'accident de Tchernobyl en 1986, on sait qu'un accident majeur peut avoir des conséquences dramatiques, aussi bien sur la vie et la santé de centaines de milliers de personnes que sur l'environnement, et contaminer par des substances radioactives des zones très étendues. À Fukushima, au moins trois réacteurs ont subi un accident majeur, des populations nombreuses ont été évacuées, des territoires étendus terrestres et maritimes contaminés. C'est la perte de tous les moyens de refroidissement du cœur qui a été la cause directe de ces accidents. Les accidents de Tchernobyl et de Fukushima ont été classés au niveau 7 sur l'échelle I.N.E.S. et leurs conséquences s'étendent dans le temps et dans l'espace.
De tels accidents ont été longtemps réputés d'une probabilité tellement faible qu'ils étaient de fait considérés comme impossibles. Et pourtant les avertissements et les études critiques n'ont pas manqué.
Le coût d'un accident majeur sur un réacteur d'une centrale nucléaire en France est estimé par l'IRSN (même référence que ci-dessus) à 430 milliards d'euros. Cette somme serait certainement très supérieure dans le cas de conséquences graves dans des pays frontaliers et dans des zones fortement peuplées et économiquement prospères (Fessenheim et la vallée du Rhin par exemple).

L'échelle INES (*International nuclear event scale*)

A l'origine, cette échelle développée par le Conseil Supérieur de Sûreté et d'Information Nucléaire, était destinée au seul niveau national. Son rôle était d'être un outil informatif permettant aux médias d'appréhender l'importance d'une information.
Permettant le classement des incidents et des accidents nucléaires, l'échelle INES (*International nuclear event scale*), utilisée au plan international depuis 1991, s'appuie à la fois sur des critères objectifs et des critères qualitatifs. Elle a pour but de faciliter la perception par les médias et le public de l'importance des incidents et accidents nucléaires. L'ASN souligne que cette échelle ne constitue pas un outil d'évaluation ou de mesure de la sûreté nucléaire et de la radioprotection.
L'échelle INES comprend huit niveaux, de 0 à 7. Elle permet à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) de classer, selon leur importance, tous les événements se produisant dans les installations nucléaires de base civiles, lors du transport des matières radioactives ainsi que lors de l'utilisation des sources radioactives dans les installations médicales (hors patients), industrielles ou de recherche.

[40] La quantité des rejets d'iode radioactif reste controversée. Il y a eu également rejet de krypton après l'accident, ainsi que des quantités d'eau tritiée qu'il a fallu stocker.
[41] Source pour l'accident de Three Mile Island : « *Les jeux de l'atome et du hasard* » - Jean-Pierre Pharabod et Jean-Paul Schapira, edtions Calmann-Lévy, 1988.
[42] Source : « *Massive radiological releases porfoundly differ from controlled releases »* - Ludivine Pascucci-Cahen et Patrick Monal, IRSN, Eurosafe Forum, Bruxelles, 6 novembre 2012.

L'application de l'échelle INES aux centrales nucléaires se fonde sur trois critères : les conséquences à l'extérieur du site (rejets radioactifs pouvant toucher le public et l'environnement), les conséquences à l'intérieur du site (pouvant toucher les travailleurs et les installations), la dégradation de la défense en profondeur de l'installation constituée des barrières successives visant à empêcher les accidents (systèmes de sûreté, procédures, contrôles techniques ou administratifs...).

Les niveaux 0 à 2, qualifiés respectivement d'écart, d'anomalie et d'incident, sont dénués de toute conséquence à l'extérieur du site. Le niveau 3, qualifié d'incident grave, désigne un accident évité de peu, impliquant une contamination grave des travailleurs du site mais un très faible rejet radioactif à l'extérieur du site. Le niveau 4, qualifié d'accident, est un accident avec endommagement important du cœur du réacteur mais un rejet mineur de matières radioactives à l'extérieur du site. Le niveau 5, également qualifié d'accident, est un accident avec endommagement grave du cœur du réacteur et un rejet limité de matières radioactives à l'extérieur du site susceptible d'exiger l'application partielle des contre-mesures prévues. Le niveau 6, qualifié d'accident grave, est un accident avec endommagement important du coeur du réacteur et un rejet important de matières radioactives à l'extérieur du site susceptible d'exiger l'application intégrale des contre-mesures prévues. Le niveau 7, qualifié d'accident majeur, est un accident avec endommagement grave du cœur du réacteur et un rejet majeur de matières radioactives ayant des effets considérables sur la santé et l'environnement.
Sur le parc mondial des réacteurs électronucléaires en fonctionnement depuis les années 1970, l'accident d'un réacteur de la centrale Three Mile Island en 1979 aux États-Unis a été classé au niveau 6 tandis que les accidents d'un réacteur de la centrale de Tchernobyl (Ukraine), en 1986, et de trois réacteurs de la centrale de Fukushima (Japon) en mars 2011 ont été classés au niveau 7.

1.3 CE QU'EN DISENT L'IRSN ET L'ASN

1.3.1 Les réacteurs sont-ils conçus pour parer l'accident grave ?

Dans le même rapport qui définit l'accident grave[43], l'IRSN précise :
« *La recherche concerne les réacteurs en fonctionnement et les réacteurs futurs. Les phénomènes de base sont les mêmes pour les réacteurs à eau sous pression actuels ou en projet****. Toutefois, dans le cas des centrales existantes, les accidents graves n'ont pas été considérés lors de leur conception****. Les modifications envisageables de l'installation sont donc restreintes et les recherches menées dans ce cadre ont essentiellement pour objectif de trouver des moyens de limiter les conséquences d'un éventuel accident grave* ».

1.3.2 Mais alors, cela peut se produire ?

Le président d'alors de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), André-Claude Lacoste a déclaré lors de son audition parlementaire du 30 mars 2011 :
« La position constante de l'ASN a toujours été la suivante : personne ne peut garantir qu'il n'y aura jamais en France un accident nucléaire. Je dis ce que je dis, et je répète une position constante de l'ASN française ».
Le président actuel de l'ASN, Pierre-Franck Chevet a dit la même chose lors de son audition par la Commission des affaires économiques de l'Assemblée Nationale du 6 novembre 2012.

Jacques Repussard, directeur général de l'IRSN, dans le Journal du Dimanche (JDD) du 1er janvier 2012, répond aux questions d'un journaliste :

Qu'a révélé votre audit post-Fukushima sur la sûreté des centrales françaises ?
« Celles-ci ne prennent pas en compte des scénarios comme Fukushima avec une perte totale d'eau et d'électricité. EDF propose des moyens de secours sous vingt-quatre heures mais on ne peut pas attendre tant de temps. Un séisme pourrait provoquer des accidents sérieux sur certains sites comme à

[43] « *R & D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée : bilan et perspectives* », IRSN et CEA, La Documentation française, Paris, Janvier 2007.

Fessenheim et au Bugey. Les sites des vallées du Rhône et de la Loire doivent surélever leurs digues pour se protéger de fortes inondations ».

La centrale de Fessenheim est pointée du doigt. La fermerez-vous ?
« Depuis plusieurs années, nous disons qu'il faut renforcer son radier [dalle sous le réacteur] pour éviter une fuite en cas d'accident. Si EDF ne réalise pas ces travaux, il faudra fermer la centrale. Il n'est plus admissible que ces sujets retombent dans l'oubli. Cela nécessite des arbitrages économiques en faveur de la sûreté. Mais il ne faut pas non plus "sacraliser" la fermeture d'un réacteur. La France choisit de rester dans le nucléaire, il faudra construire de nouvelles centrales et donc arrêter les anciennes au fur et à mesure »

2. CAUSES ET ENCHAINEMENTS DES ACCIDENTS

Les possibilités de combinaison de différentes causes sont très nombreuses dans une dynamique d'accident : défaillances matérielles (cuves, enceintes, kilomètres de tuyauteries, milliers de systèmes électriques, électroniques et mécaniques); défaillances humaines (erreur de conception, incapacité à répondre à des événements imprévus, manque de transmission des compétences, carences dans le contrôle et la maintenance); agressions externes accidentelles (séisme, tempête, inondation, incendie, accident industriel extérieur à la centrale); actes de malveillance ou de sabotage (notamment informatique); conflits armés.
Les accidents de Three Mile Island et de Tchernobyl ont été causés par des défaillances internes liées aux propriétés des réacteurs, à des dysfonctionnements techniques, à des erreurs dans la gestion de l'accident, sans aucune « agression extérieure. A Fukushima, par contre, la combinaison d'un séisme et de la vague destructrice d'un tsunami a entraîné la perte des sources électriques (principales et de secours) et de refroidissement. Puis la configuration des réacteurs, bien que s'étant mis en arrêt d'urgence, n'a pas permis d'assurer la sauvegarde des installations, conduisant à l'accident majeur avec projection massive de matières radioactives dans l'environnement.

2.1 LES TYPES D'ACCIDENT POUVANT MENER A LA FUSION DU COEUR

2.1.1 La rupture de la cuve :

« L'intégrité de la cuve du réacteur constitue un élément essentiel de la démonstration de sûreté des centrales nucléaires à eau sous pression. La rupture de cet équipement, dont les conséquences seraient très graves, n'est en effet ***pas prise en compte dans les études de sûreté*** *et c'est la raison pour laquelle toutes les dispositions doivent être prises dès la conception de l'équipement afin de garantir sa tenue pendant toute la durée d'exploitation du réacteur ».*[44]

2.1.2 Les types d'accident envisagés

Le document « *R&D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée : bilan et perspectives* »[45] présente les types d'accident pouvant mener à la fusion du cœur :

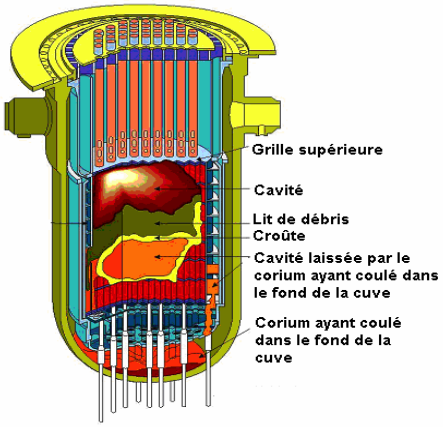
Différents types d'accident pouvant mener à la fusion du cœur sont étudiés dans ce rapport :
- Perte de réfrigérant primaire : brèche affectant le circuit primaire, ou un circuit qui lui est connecté, à l'exception de la rupture de la cuve.
- Perte de réfrigérant primaire à l'extérieur de l'enceinte de confinement.
- Rupture de tuyauterie secondaire.
- Rupture de tube de générateur de vapeur ou rupture d'une tuyauterie secondaire (eau ou vapeur) entraînant la rupture quasi-immédiate d'un ou plusieurs tubes de générateur de vapeur.

[44] ASN : Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaire - Tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe après leur troisième visite décennale - Séances des 16 et 30 juin 2010 - Synthèse du rapport.
[45] IRSN et CEA, La Documentation française, Paris, Janvier 2007.

- Perte totale de la source froide terminale[46] ou des systèmes de refroidissement permettant l'évacuation de l'énergie vers la source froide terminale.
-Perte totale d'alimentation en eau des générateurs de vapeur.
- Perte totale des alimentations électriques[47].
- Perte des sources électriques internes.
- Transitoires avec échec de l'arrêt automatique : situations avec une défaillance de l'arrêt automatique du réacteur suite à un événement initiateur interne à l'installation. Tous les initiateurs précédemment décrits peuvent conduire à un accident de ce type.
- Transitoires sur les circuits primaires : situations accidentelles variées, telles que la chute ou l'insertion intempestive de grappes des barres de contrôle, ou le retrait incontrôlé de grappes.

Ce même rapport précise, dans son introduction :
a) Dans le domaine des accidents graves, les phénomènes physiques mis en jeu sont extrêmement complexes et sortent généralement du cadre des connaissances acquises hors du domaine nucléaire.
b) Comme il est impossible d'effectuer, dans ce domaine, des essais à taille réelle et de reproduire toutes les situations envisageables, il est nécessaire de réaliser des essais élémentaires, permettant d'étudier séparément chaque phénomène physique, puis de confirmer sur des essais globaux les interactions entre ces phénomènes physiques. Le tout doit se faire à des échelles compatibles avec les capacités techniques et économiques des installations, tout en restant représentatives pour l'extrapolation à l'échelle du réacteur.

La figure ci-dessous représente la coupe de la cuve du réacteur accidenté de Three Mile Island[48].



On comprend toute la difficulté du problème, avec d'une part la compréhension des phénomènes physiques et la capacité à les modéliser, d'autre part l'interprétation des expériences dont la représentativité des phénomènes réels est incertaine, enfin la question du changement d'échelle inévitable entre ces expériences et la réalité d'un accident grave.

Ces accidents initiateurs de l'accident grave peuvent se produire individuellement, chacun suffisant pour provoquer l'accident, ou bien même se conjuguer, ce qui rend encore plus problématique la possibilité d'empêcher l'accident majeur. Par exemple, à Fukushima, il y a eu à la fois perte totale de la source froide et perte totale des alimentations électriques.
Ce qui fit dire à J. Repussard, directeur général de l'IRSN : « *Il y a des enchaînements de circonstances aggravantes, des combinaisons d'événements improbables que l'on estime a priori inimaginables mais qui finissent quand même par se produire. Comme je le dis parfois : « Il faut*

[46] Source froide terminale : eau de refroidissement de la vapeur du circuit secondaire dans le condenseur (rivière ou mer). Cette source froide permet également de refroidir la piscine d'entreposage des combustibles irradiés.
[47] La perte totale des alimentations électriques empêche le fonctionnement des pompes permettant la circulation de l'eau de refroidissement dans les différents circuits (normaux ou de secours).
[48] Source : Référence IRSN : « Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité ». IRSN-2008/98, 15 décembre 2008.

imaginer l'inimaginable ».
Cette dernière expression, très significative sur l'état d'esprit du chercheur en sûreté nucléaire, ne manque pas d'inquiéter car, par la définition même des termes utilisés, elle n'a pas de sens ou, au mieux, signifie une impossibilité.

2.1.3 Déroulement de l'accident grave

Les étapes du déroulement, constaté (Three Mile Island et Fukushima) ou possible, sur un réacteur à eau sont alors les suivantes[49]. On suppose dans ce déroulement que les fissions et la réaction en chaîne ont été arrêtées (donc que les barres de contrôle ont correctement fonctionné).

a) Dénoyage du cœur :

« Suivant l'état initial du réacteur, l'initiateur de l'accident, les défaillances des systèmes de sauvegarde ou d'éventuelles erreurs de conduite, le dénoyage du cœur peut être atteint en quelques minutes ou en plusieurs heures, voire plusieurs jours. Le dénoyage du cœur ne mène à sa fusion, et donc à l'accident grave, que s'il n'est plus possible d'injecter dans la cuve un débit d'eau suffisant pour refroidir le cœur intact.
A titre d'exemple, un orifice de 10 cm de diamètre dans le circuit primaire conduirait, en l'absence d'injection d'eau dans le circuit primaire, au dénoyage en 30 minutes des crayons combustibles composant le cœur ».
C'est ce qui s'est passé à Three Mile Island et Fukushima.

b) Dégradation du combustible :

« Au fur et à mesure que le niveau d'eau s'abaisse dans le cœur, la partie dénoyée s'échauffe sous l'effet de la puissance résiduelle[50].
Les gaines de zircaloy[51] contenant le combustible du cœur qui sont, en fonctionnement normal, à une température inférieure ou égale à 350°C, se déforment à partir de 700° à 900° en raison de la dégradation de leurs propriétés mécaniques ».
Lorsque les gaines atteignent ces températures, s'amorce la réaction Zirconium – eau. Cette réaction très exothermique contribue à amplifier l'échauffement et transforme le métal en oxyde n'ayant aucune tenue mécanique. De plus, elle produit une importante quantité d'hydrogène.
Alors, les gaines gonflent puis se rompent ou bien s'écrasent contre les pastilles du combustible, en fonction des pressions relatives dans la cuve et dans les gaz formés dans le combustible.
« Dans tous les cas, les gaz de fission (Krypton, Xenon) et les produits de fission volatils (Iode, Césium, Brome, Rubidium, Tellure, Antimoine) accumulés à l'intérieur des crayons de combustible sont relâchés dans le circuit primaire dès la rupture de ces derniers ainsi qu'une partie des produits de fission dissous dans le combustible, notamment pour un combustible en fin de vie ».
S'il y a ouverture volontaire ou fuite ou rupture dans le confinement (voir 3.2.3), les rejets dans l'environnement dépendent des conditions du transfert des produits de fission dans l'installation.
C'est ce qui s'est passé à Fukushima (destruction de l'enceinte de confinement par explosion d'hydrogène (voir ci-dessous). Plus faiblement à TMI (grandes quantités de Xenon 133 et 135, peu dangereux, quantités limitées d'Iode 131 (très dangereux).

c) Relâchement et explosion d'hydrogène

« Lors du dénoyage et de la dégradation du combustible, le zirconium des gaines des crayons s'oxyde au contact de la vapeur d'eau surchauffée. La cinétique rapide de ce phénomène débute vers 1200°C et s'accélère considérablement vers 1500°C ».

---

[49] Référence IRSN : « Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité ». IRSN-2008/98, 15 décembre 2008.
[50] Puissance thermique développée par le réacteur nucléaire à l'arrêt, provenant essentiellement de l'activité des produits de fission.
[51] Zircaloy-4 (Zy-4) : alliage de zirconium (98,23 % en masse), d'étain (1,45 %), fer (0,21 %), chrome (0,1 %) et hafnium (< 0,01 %).

Et :
« La réaction libère de l'hydrogène dans le circuit primaire qui sera transporté jusque dans l'enceinte de confinement. La combustion de l'hydrogène dans l'enceinte de confinement peut conduire à une déflagration qui peut elle-même, dans certaines conditions, se transformer en détonation ».`
La transition déflagration - détonation (passage d'une vitesse de flamme subsonique à supersonique) est fonction, entre autres choses, de la concentration en hydrogène, donc du volume de l'enceinte. Elle peut aussi se produire dans une zone casematée où de l'hydrogène peut s'accumuler.
Il y a eu effectivement déflagration d'hydrogène dans l'enceinte de confinement du réacteur de TMI mais suffisamment faible pour que l'enceinte de confinement résiste (épaisseur de l'enceinte : 1,2 m).

d) Fusion du cœur

« De manière schématique :
- entre 900°C et 1800° C, les constituants métalliques du cœur fondent ou se vaporisent ;
- au-delà de 1800°C, les constituants « oxydes » du cœur fondent.
Il faut cependant atteindre 2700°C à 2800°C pour que se produise la fusion de l'oxyde d'uranium lui-même ; toutefois, l'existence d'eutectiques avec le zirconium et l'acier des barres de contrôle du cœur peut entraîner des coulées à des températures plus basses. Cette fusion conduit à un effondrement local puis général du cœur du réacteur avec formation d'un « corium », amas de combustible et de matériaux de structure (supportant le combustible dans la cuve en fonctionnement normal du réacteur) fondus et mélangés, maintenu en fusion par le dégagement de la puissance résiduelle due à la décroissance radioactive des produits de fission piégés dans le corium.
Les produits de fission les plus volatils sont alors sortis en quasi-totalité du combustible ».

e) Rupture induite de tubes des générateurs de vapeur

Lors de la dégradation du combustible, la vapeur chaude sortant du cœur et circulant par convection naturelle dans le circuit primaire provoque un échauffement important des structures de ce circuit qui, s'il est en pression lors de la fusion du cœur dans la cuve, peuvent fluer et se rompre ; lorsqu'il s'agit des tubes de générateurs de vapeur, leur rupture « induite » conduirait à des rejets directs de produits de fission dans l'atmosphère extérieure par les soupapes de sûreté du circuit secondaire (par exemple, ces dernières sont tarées à 76 bars pour les tranches de 900 MWe).

f) Rupture du fond de cuve

L'effondrement des éléments constitutifs du cœur dans le fond de la cuve provoque son ***percement*** *au bout de quelques dizaines de minutes à quelques heures, délai qui est fonction de la masse de corium dans le fond de la cuve et de la disponibilité d'eau pour évacuer, par vaporisation, une partie de la chaleur accumulée dans le corium.*
S'il y a de l'eau ***dans le fond de la cuve ou bien du puits de cuve****, de fortes interactions entre le corium et l'eau peuvent générer une vaporisation « quasi-instantanée » et massive de l'eau, phénomène appelé «* ***explosion de vapeur*** *».*
Par ailleurs, si le circuit primaire est en pression au moment du percement de la cuve, il peut y avoir dispersion de corium dans l'enceinte de confinement au moment de sa sortie de la cuve, produisant une rapide montée en pression par transfert très rapide, vers l'atmosphère gazeuse de l'enceinte, de la chaleur contenue dans le corium fondu, phénomène appelé « ***échauffement direct de l'enceinte*** *».*
Lorsque le corium vient au contact du radier en béton du puits de cuve, ce radier se décompose sous l'effet de la chaleur transmise par le corium, phénomène appelé « ***interaction corium-béton*** *».*

A noter que les cuves des réacteurs actuels du parc français présentent des pénétrations en fond de cuve pour l'introduction de sondes de mesures (une cinquantaine). De ce fait, elles ont de nombreux points faibles vis-à-vis du corium.
On juge de la complexité des phénomènes mis en jeu, de leurs enchaînements et de leurs interactions.

2.2 LA DEFAILLANCE DU CONFINEMENT[52] : L'ACCIDENT MAJEUR

A Fukushima :
La production de vapeur d'eau par augmentation de la température liée à la perte de refroidissement entraîne la baisse du niveau d'eau et l'augmentation de la pression à l'intérieur de la cuve. Les dépressurisations entreprises volontairement par l'exploitant pour limiter la pression dans l'installation conduisent aux premiers rejets de produits radioactifs dans l'environnement. Des incendies suivis d'explosions vont contribuer à ruiner définitivement les installations et relâcher des quantités massives d'effluents radioactifs gazeux qui seront suivies par d'importantes masses d'effluents radioactifs liquides à la suite des lâchers d'eau entrepris par l'exploitant pour tenter de refroidir l'installation.

Selon l'IRSN[53], on trouve cinq modes principaux de défaillance de l'enceinte de confinement :

- Explosion de vapeur dans la cuve ou le puits de cuve, provoquant la défaillance à court terme de l'enceinte de confinement.
- Défaut d'étanchéité de l'enceinte de confinement, initial ou rapidement induit.
- Explosion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement conduisant à sa défaillance.
- Mise en surpression lente dans l'enceinte de confinement conduisant à sa défaillance.
- Traversée du radier en béton par le corium conduisant à sa percée.

Modes auxquels s'ajoute le mode de bipasse du confinement par l'intermédiaire de tuyauteries sortant de l'enceinte, traité de manière séparée car il ne concerne pas directement le comportement de ce bâtiment.
Nous allons maintenant examiner les questions qui se posent sur un certain nombre de ces phénomènes accidentels.

En France, deux types d'enceinte sont actuellement en exploitation :

a) Les enceintes à paroi unique du palier 900 MWe
Elles sont constituées d'un bâtiment cylindrique en béton précontraint de 37 m de diamètre et d'environ 60 m de hauteur, surmonté d'un dôme. La paroi cylindrique a une épaisseur de 90 cm et le dôme une épaisseur de 80 cm. Ce bâtiment a pour fonction de résister aux accidents aussi bien qu'aux agressions externes. Sa surface intérieure est recouverte d'une peau métallique de 6 mm d'épaisseur dont la fonction est d'assurer l'étanchéité.

b) Les enceintes à double paroi des paliers 1300 MWe et 1450 MWe (N4)
La paroi interne (120 cm d'épaisseur pour le cylindre et 82 cm pour le dôme, pour les tranches N4) est en béton précontraint et n'est pas recouverte d'une peau d'étanchéité. Elle a pour fonction de résister aux conditions de pression et de température internes tout en assurant une "relative" étanchéité : son taux de fuite en situation d'accident est réglementairement limité à 1,5 % par jour de la masse de fluides (air et vapeur d'eau) contenus dans l'enceinte.
La paroi externe en béton armé (55 cm d'épaisseur pour le cylindre et 40 cm pour le dôme, pour les tranches N4) a pour fonction de créer l'espace annulaire et d'apporter la protection nécessaire vis-à-vis des agressions externes. La "relative" étanchéité de la paroi interne est vérifiée lors des épreuves de l'enceinte. Dans ces conditions d'essai, le taux de fuite est normalement limité à 1 % par jour de la masse d'air contenue dans l'enceinte, sans que puisse être faite une corrélation précise entre la valeur réelle et la limite réglementaire mentionnée ci-dessus.
La plus grande partie des fuites est récupérée dans l'espace entre parois (également appelé espace annulaire, ou EEE), maintenu en dépression par un système de ventilation et filtration appelé EDE.

Source : http://www.senat.fr/rap/o97-4841/o97-484121.html

[52] Il s'agit de la défaillance (rupture) de la troisième barrière, essentiellement constituée de l'enceinte de confinement en béton.
[53] Référence IRSN : « Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité ». IRSN-2008/98, 15 décembre 2008.

A noter que les caractéristiques de l'enceinte (volume, épaisseur, ferraillage) ont été calculées pour tenir la pression provoquée par la vaporisation de toute l'eau du circuit primaire.

3. INTERROGATIONS ET COMMENTAIRES SUR DES QUESTIONS MAJEURES

3.1 TENUE DES CUVES DES REACTEURS

Présentation[54]

Dans les 58 centrales électronucléaires à eau sous pression en exploitation du parc français, la cuve est un gros composant en acier qui contient le cœur nucléaire du réacteur. Le cœur du réacteur est refroidi par l'eau du circuit primaire dont la pression est égale à 155 fois la pression atmosphérique. Cette eau entre dans la cuve à une température de l'ordre de 290 °C et en ressort à environ 325 °C en évacuant l'énergie thermique produite dans le cœur. La cuve d'un réacteur à eau sous pression (REP) est donc soumise aux conditions de pression et de température du circuit primaire, ainsi qu'à l'irradiation neutronique engendrée par les réactions nucléaires qui se produisent dans le cœur. Cette irradiation concerne principalement les parties cylindriques (viroles) de la cuve située au droit du cœur.

La cuve constitue une partie de la deuxième barrière de confinement des éléments radioactifs (la première est la gaine des assemblages combustibles et la troisième l'enceinte de confinement) et son rôle pour la sûreté de l'installation est primordial. Son intégrité doit être assurée et justifiée dans toutes les situations de fonctionnement du réacteur et pour toute la durée de son exploitation. La cuve du réacteur constitue un élément essentiel du circuit primaire des centrales électronucléaires. ***C'est un composant considéré comme « non ruptible »*** *et, en conséquence, sa conception, sa fabrication, sa réception et son suivi en service font l'objet de dispositions de contrôle particulièrement exigeantes. Contrairement à d'autres appareils du circuit primaire, comme les générateurs de vapeur ou les couvercles de cuve, le remplacement d'une cuve n'est pas une opération envisagée par EDF.* ***La durée de vie de l'installation est en conséquence directement liée à la justification de l'aptitude à l'emploi de la cuve.***

Avis de l'IRSN sur la tenue des cuves du 19 mai 2010

Avis de l'IRSN sur la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe –Réponses aux demandes de la section permanente nucléaire de décembre 2005 – Volet mécanique.

« L'IRSN en conclut qu'à VD3[55] *+ 5 ans,* ***le risque de rupture brutale*** *n'est pas exclu pour les cuves des réacteurs de Dampierre 4, Cruas 1, Cruas 2, Saint-Laurent B1 et Chinon B2 en cas de situations incidentelles et accidentelles (transitoires de petite brèche primaire 2'' et 3'', RTE et accident de perte de réfrigérant primaire). Les marges à la rupture sont également insuffisantes à VD3 + 5 ans pour les cuves de Saint-Laurent B1 et de Bugey 5 qui sont affectées de défauts ».*

La question a été examinée par le Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaire (Séances des 16 et 30 juin 2010 - Synthèse du rapport - Tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe après leur troisième visite décennale).

La conclusion du rapporteur est la suivante :

« Au vu de ces résultats complémentaires, le rapporteur considère qu'EDF a transmis des éléments de justification suffisants pour démontrer la tenue en service de l'ensemble des cuves des réacteurs de 900 MWe pendant l'intégralité de la période décennale suivant les VD3, sous réserve de la fourniture d'un nouveau dossier prenant en compte les recommandations proposées et de la mise en œuvre de disposition permettant le réchauffage de l'IS[56] *à 20°C sur certains réacteurs.*

[54] Note d'information IRSN du 24 septembre 2012

[55] VD3 : troisième visite décennale

[56] IS : injection de sécurité (eau). Il ne faudrait pas faire une injection de sécurité avec une eau trop froide qui amènerait l'acier de la cuve dans la zone « fragile » cassante et non plus ductile (déformations élastiques). Cela du fait de l'élévation de la température de transition ductile – fragile due à l'irradiation neutronique. Celle-ci est mesurée par la « fluence neutronique », nombre de neutrons par unité de surface.

Dans ce cadre, le rapporteur note qu'EDF s'est engagé à compléter sa démonstration en quantifiant notamment les incertitudes liées aux codes de calculs, dont les résultats devront être transmis à l'ASN ».

L'arbitrage a donc été fait en faveur d'EdF. ***Cette question reste cependant centrale dans le débat sur le prolongement de la durée de fonctionnement des réacteurs des centrales nucléaires.***

Sur la question de la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MW de puissance électrique, l'ASN a cependant adressé une demande à EdF[57] :
Demande n°18 : L'ASN vous demande d'élaborer un programme de fourniture de données relatives à la fluence des cuves des réacteurs de 900 MWe permettant de garantir le caractère enveloppe de la fluence prise en compte à la conception jusqu'à l'échéance des VD4.

Commentaires du GSIEN

Les experts du GSIEN et leurs collègues ont effectué de nombreux travaux sur la question de la tenue des cuves des réacteurs. On citera en particulier :

a) Le « Rapport sur la visite décennale n°3 du réacteur 1 du CNPE de Fessenheim », expertise réalisée à la demande de la CLIS de Fessenheim[58].

b) L'article de Bella Belbeoch : « La robustesse des cuves est-elle assurée en cas d'accident grave »[59].

3.2 EXPLOSION D'HYDROGENE

Nous avons vu qu'en cas de dénoyage du cœur, de l'hydrogène se formait par oxydation du zircaloy et se retrouvait dans l'enceinte de confinement.

Le « risque hydrogène » pour les réacteurs français[60]

« La concentration moyenne d'hydrogène atteinte dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement d'un REP français en cas d'accident grave est largement suffisante pour permettre la déflagration de l'hydrogène dès lors que cette déflagration n'est pas rendue impossible par la présence de vapeur d'eau. Une telle déflagration se produirait vraisemblablement rapidement, lors de la dégradation du cœurdans la cuve, bien avant la production d'hydrogène et de monoxyde de carbone due à l'interaction corium-béton. De plus, si la concentration de la vapeur d'eau dans l'enceinte diminue (par exemple par suite de la mise en service du système d'aspersion qui va condenser en partie cette vapeur), la concentration d'hydrogène augmente en proportion et le risque d'une déflagration d'hydrogène également. Par conséquent, l'instant de mise en service du système d'aspersion lors d'un accident grave peut avoir un effet significatif sur le déroulement de l'accident (déclenchement d'une déflagration d'hydrogène).
Si l'on suppose une déflagration de la totalité de l'hydrogène produit par l'oxydation des gaines en zircaloy de la « partie active » du cœur, le pic de pression en résultant pourrait affecter l'étanchéité de l'enceinte de confinement des REP français ».
Comme nous l'avons vu précédemment (2.1.2 c)), on ne peut écarter la possibilité d'une transition déflagration – détonation (passage d'une vitesse de flamme subsonique à supersonique) dans certaines conditions de concentration en hydrogène.
On a vu que des explosions d'hydrogène se sont produites à Three Mile Island (sans destruction du confinement) et à Fukushima (avec destruction du confinement). La seconde et plus puissante

[57] Référence ASN : DEP-PRES-0077-2009 du 1er juillet 2009.
[58] Rapport réalisé par la GSIEN et l'ANCCLI (Association Nationale des Commissions et Comités Locaux d'Information). GSIEN : Jean-Marie Brom, Gérard Gary, Monique Sené, Raymond Sené ; ANCCLI : David Boilley). www.gazettenucleaire.org.
[59] Lettre d'information n°120/121 du Comité Stop Nogent-sur-Seine (www.dissident-media.org/stop_nogent) : « *La robustesse des cuves est-elle assurée en cas d'accident grave ?* » ? Bella Belbeoch, octobre-novembre 2011.
[60] « *R & D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée : bilan et perspectives* », IRSN et CEA, La Documentation française, Paris, Janvier 2007.

explosion de l'accident de Tchernobyl serait, d'après les scientifiques soviétiques, une explosion d'hydrogène[61].

Les recombineurs catalytiques[62]

Aussi, pour limiter l'accumulation d'hydrogène et le risque de combustion dans l'enceinte de confinement des réacteurs, différentes stratégies ont été envisagées. Elles consistent à utiliser une ou une combinaison des solutions suivantes :

- provoquer de manière délibérée l'inflammation des nuages inflammables au fur et à mesure de leur formation au moyen d'un système actif ; pour ce faire, des igniteurs sont utilisés sur certains réacteurs,

- consommer l'hydrogène au fur et à mesure de son relâchement dans l'enceinte de confinement en utilisant un système passif : les recombineurs catalytiques,

- diluer la concentration d'hydrogène dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement en utilisant des enceintes de confinement ayant un grand volume (système passif),

- injecter un gaz inerte tel que l'azote (système actif) de manière à limiter voire supprimer la présence d'oxygène et donc le risque de combustion.

La présence de vapeur d'eau joue également un rôle en abaissant la fraction relative d'hydrogène et d'oxygène et inertant ainsi l'atmosphère de l'enceinte de confinement.

Pour les réacteurs à eau sous pression français, la stratégie choisie combine l'existence d'enceintes de grand volume et l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs (RAPs). De tels recombineurs sont installés sur l'ensemble des réacteurs du parc électronucléaire français ***depuis 2007****.*

Le choix a été fait de ne pas utiliser d'igniteurs en raison de la possibilité qu'une inflammation survienne à un mauvais moment. En particulier, pour une situation accidentelle sans démarrage immédiat du système d'aspersion dans l'enceinte de confinement, l'hydrogène relâché depuis le circuit primaire pourrait s'accumuler progressivement dans l'enceinte de confinement si celle-ci était inertée par la vapeur d'eau relâchée depuis le circuit primaire (les igniteurs seraient alors inefficaces) ; dans un tel cas, le démarrage ultérieur de l'aspersion dans l'enceinte de confinement, opération normale pour la maîtrise de la pression, rendrait les gaz à nouveau inflammables et leur ignition dangereuse pour l'étanchéité du confinement.

Le principe de fonctionnement d'un recombineur catalytique passif d'hydrogène est le suivant : l'hydrogène, mélangé à l'oxygène, à l'azote et à la vapeur d'eau contenus dans l'atmosphère de l'enceinte, est recombiné en vapeur d'eau au contact de plaques catalytiques.

Bien que 2007 soit la date butoir pour l'équipement de tout le parc, cela paraît bien tard alors que le risque d'explosion d'hydrogène était connu au moins depuis l'accident de Three Mile Island.

Incertitudes ou confirmation de risque ?

Mais, selon la même référence :

De manière générale, ***la cinétique de recombinaison est « lente »*** *par rapport à la cinétique de la production d'hydrogène lors de l'oxydation des métaux dans la cuve (au tout début de la production d'hydrogène dans l'enceinte de confinement****, la cinétique de la production d'hydrogène peut excéder celle de la recombinaison d'un facteur 10****).*

Ainsi, malgré les performances des recombineurs, les études réalisées, notamment dans le cadre des études probabilistes de sûreté de niveau 2 (EPS2), montrent que la formation d'un mélange hydrogène-oxygène susceptible de conduire à des phénomènes d'accélération locale de flamme ne peut pas être exclue en tout point de l'enceinte de confinement et à tout instant et quel que soit le scénario accidentel de fusion du cœur considéré.

Les scénarios pouvant conduire à un risque lié à l'hydrogène sont ceux qui présentent une cinétique

---

[61] « *Les jeux de l'atome et du hasard* » de Jean-Pierre Pharabod et Jean-Paul Schapira, publié en 1988 par Calmann-Levy.

[62] IRSN : note d'information technique de juillet 2011 : « *Le risque associé à l'hydrogène dans les enceintes de confinement des réacteurs du parc nucléaire français* ».

de production d'hydrogène en cuve « très importante » en regard de la cinétique de recombinaison par les recombineurs. Pour ces scénarios, les recombineurs améliorent grandement la situation, mais la quantité d'hydrogène temporairement présente dans l'enceinte ***pourrait constituer une menace pour l'étanchéité du confinement****. Des dispositions ont été retenues par EDF pour éviter certaines de ces situations, par exemple en arrêtant (pendant une durée limitée) des injections d'eau de faible débit dans la cuve au début de la fusion du cœur (l'eau injectée pouvant temporairement accélérer l'oxydation des gaines sans refroidir le combustible).*

Le « *fine tuning* » des injections d'eau de faible débit dans la cuve paraît assez illusoire dans une situation d'accident grave pour laquelle, en général, on ne comprend pas ce qui se passe[63].

Commentaires du GSIEN

Un rappel historique :
Lors de la première visite décennale de Fessenheim en 1989, les responsables de la sûreté ont prétendu que les recombineurs catalytiques ne servaient à rien. D'ailleurs, la France s'était retirée, dans le groupe de travail Phebus, de la section « risque d'hydrogène ». ll n'y avait en France qu'un recombineur de faible capacité, sous forme de kit, non déballé de ses caisses de transport, localisé à Fessenheim. La question a continué à être posée pendant près de dix ans et finalement, la pose des recombineurs sur les réacteurs du parc s'est faite par l'influence de Siemens qui les avait imposés pour l'EPR.

Les incertitudes :
1) Les positions des recombineurs sont déterminées suite à des calculs. A-t-on effectué une cartographie de la concentration d'hydrogène dans le bâtiment, et avec quels détecteurs ?
2) Quel est leur niveau (fréquence) de maintenance ?
3) Y a-t-il des détecteurs d'hydrogène (mesure de concentration) en permanence et quelle est leur efficacité en ambiance vapeur ?
4) Comment sont gérées les diverses zones casematées dans le bâtiment réacteur ? Ventilation, brassage, mesures ?

Autres questions :
Le filtre à sable est, en principe, destiné à faire chuter la pression dans l'enceinte si, d'aventure, une explosion hydrogène créait un dépassement de la limite de tenue de l'enceinte.
En cas d'ouverture de la vanne manuelle – non motorisée – d'accès à ce filtre, la charge radioactive de la zone rendrait son approche impossible. Donc il ne serait pas possible de la refermer, laissant ainsi ouverte une communication entre l'intérieur du bâtiment et l'extérieur.
Il nous a été acté que les procédures imposaient de n'ouvrir cette vanne que 24 à 48h après le début de l'accident pour permettre la condensation des iodes. Sachant qu'à Three Mile Island, l'explosion hydrogène a eu lieu au bout de 10h, il nous semble qu'il y ait des procédures inadaptées.
De toute façon, compte tenu du diamètre des canalisations de décharge dans le filtre, la chute de pression de l'enceinte serait trop lente, face au processus à cinétique rapide de production d'hydrogène.
Il y a, de plus, un risque d'explosion hydrogène dans le filtre lui-même, en raison de la production d'hydrogène par radiolyse de l'eau présente dans le sable.

[63] Le président de l'ASN, André-Claude Lacoste, déclarait dans « Paris Tech Review » du 31 octobre 2011 à propos de l'accident de Fukushima : « Le retour d'expérience, pour comprendre ce qui s'est passé et en tirer les leçons, peut prendre dix ans. A Three Mile Island, le réacteur avait fondu. Il a fallu six ans pour déterminer la proportion exacte du cœur qui avait fondu ».

3.3 EXPLOSION DE VAPEUR D'EAU

Présentation par l'IRSN [64]

Définition

Le terme « explosion de vapeur » désigne un phénomène de vaporisation explosive engendré par un transfert de chaleur très rapide entre un matériau liquide surchauffé et de l'eau. La vaporisation intense de l'eau est alors si rapide que la pression locale conduit à une fragmentation fine du matériau liquide surchauffé ; cette fragmentation augmente d'autant la surface d'échange avec l'eau, donc le transfert rapide d'énergie, et peut entraîner une explosion.

Paramètre clé d'une explosion de vapeur

En cas de contact entre du combustible fondu surchauffé et de l'eau, le paramètre clé qui détermine la violence de l'explosion est donc la surface d'échange initiale, donc le degré de fragmentation du combustible lors de son interaction avec l'eau.

Pour un réacteur à eau sous pression, si du combustible liquide tombe dans l'eau (coulée de combustible fondu dans un fond de cuve contenant de l'eau ou bien dans un puits de cuve noyé), la dispersion du combustible dans l'eau est très importante. La surface d'échange entre le combustible et l'eau peut alors devenir très grande (quelques milliers de m^2), d'où un risque d'explosion de vapeur.

Application au cas d'un réacteur

Lors d'un accident grave avec fusion du cœur, en l'absence de possibilité de renoyage dans la cuve, le corium s'écoule d'abord dans le fond de la cuve puis, en cas de traversée de cette cuve, dans le puits de cuve.

Dans les deux cas, si le corium est surchauffé et suffisamment fragmenté, et s'il y a de l'eau dans le fond de la cuve ou dans le puits de cuve (résultant par exemple du fonctionnement du système d'aspersion), il peut se produire, au contact avec l'eau, une explosion de vapeur dont l'énergie, avec des hypothèses pessimistes, pourrait en théorie, être suffisante pour provoquer l'émission de projectiles pouvant affecter l'intégrité de l'enceinte de confinement. Le mode α[65] *correspond à ce phénomène.*

Les experts considèrent cependant, malgré les incertitudes, qu'une perte de l'intégrité de l'enceinte de confinement par suite de l'impact de projectiles est peu plausible.

Concernant l'explosion de vapeur dans un puits de cuve noyé, des travaux de R&D en cours à l'IRSN visent à vérifier qu'une telle explosion de vapeur ne génère pas un ébranlement de la structure susceptible de générer une perte d'étanchéité du confinement.

Actuellement, le mode α de défaillance à court terme de l'enceinte de confinement suite à une éventuelle explosion de vapeur dans la cuve ou le puits de cuve noyé ne fait pas l'objet de procédures ou de dispositions particulières sur les tranches françaises en exploitation.

Discussion

a) De nombreux accidents d'explosion de vapeur se sont produits dans les industries de la sidérurgie, de l'aluminium, des fonderies de cuivre, du papier, etc.

b) Dans le domaine nucléaire, le rapport Rasmussen[66] présente plusieurs exemples d'accidents d'explosions de vapeur résultant du contact eau-combustible fondu dans plusieurs réacteurs nucléaires (avant 1970).

Mais surtout, la première explosion de l'accident de Tchernobyl fut une explosion de vapeur (voir encadré). Certains experts considèrent que l'explosion d'un des réacteurs accidentés de Fukushima est une explosion de vapeur.

---

[64] Référence IRSN : « Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité ». IRSN-2008/98, 15 décembre 2008.

[65] Mode « alpha » : Explosion de vapeur dans la cuve ou le puits de cuve, provoquant la défaillance à court terme de l'enceinte de confinement (le premier mode de défaillance cité en 3.2.3).

[66] « Rapport Rasmussen » : étude probabiliste de sûreté pour les réacteurs nucléaires de puissance à eau et uranium enrichi, réalisé par le Pr. Rasmussen et son équipe du MIT et publié en 1975 sous les références WASH 1400 et NUREG 75-014. La question des explosions de vapeur y est traitée en AnnexeVIII-B.

c) Le phénomène d'explosion de vapeur d'eau dans un réacteur nucléaire est modélisé via des logiciels de simulation numérique multiphasique, multidimensionnelle. Ces outils mettent en œuvre une modélisation très complexe devant gérer des conditions physiques très particulières (des milliers de degrés, des centaines de bars) avec des phénomènes multiples et très complexes. Le point le plus critique actuellement est sans doute la modélisation de la phase initiale de mélange entre les fluides. Ainsi, aussi sophistiqués que soient ces outils, il existe de nombreuses zones d'incertitudes tant en ce qui concerne la physique elle-même que la modélisation (la description numérique de la physique).
Ces incertitudes sont bien confirmées par la phrase de l'extrait présenté ci-dessus : « *Les experts* ***considèrent*** *cependant, malgré les incertitudes, qu'une perte de l'intégrité de l'enceinte de confinement par suite de l'impact de projectiles* ***est peu plausible*** *».*
Le « considèrent » est prudent et le « peu plausible » particulièrement inquiétant, surtout lorsqu'on le met en regard de la dernière phrase qui confirme que la sûreté nucléaire n'a pas de parade à un tel accident.

Commentaires du GSIEN

A propos de l'accident de Tchernobyl :
Dans certains canaux, les combustibles sont devenus « surcritiques prompts » augmentation très rapide de la réactivité, c'est-à-dire de la vitesse de la réaction en chaîne) qui conduit à un pic de puissance. On a une constante de temps de doublement de puissance de l'ordre de la milliseconde au lieu de quelques secondes en fonctionnement normal (la puissance thermique passe de 100 MW à 100 000 MW en quelques secondes.
Le combustible est immédiatement pulvérisé et une partie est propulsée hors du réacteur.[67]

3.4 TRAVERSEE DU RADIER EN BETON PAR LE CORIUM

Présentation par l'IRSN[68]

La défaillance de la cuve après fusion du coeur entraîne la chute du corium formé sur le béton au fond du puits de cuve. Ce béton se décompose alors sous l'effet de la chaleur transmise par le corium. Cette chaleur est due à la puissance résiduelle dégagée dans le corium, augmentée, dans une première phase, par celle due à l'oxydation des métaux présents dans le corium comme l'acier de la cuve ou le zirconium. Ce phénomène porte le nom d'« interaction corium-béton ».
...
Dans l'état actuel des installations et des connaissances, ce phénomène peut aboutir à la percée totale du radier, dans un délai variable selon les caractéristiques du radier (nature du béton, épaisseur du radier), supérieur à 24 h, sauf pour la centrale de Fessenheim[69]. De plus, les différents gaz libérés par cette interaction entraînent une augmentation progressive de la pression de l'atmosphère de l'enceinte de confinement.
...
En cas de percée du radier par le corium, les gaz présents dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement seraient poussés hors de l'enceinte par la pression interne régnant dans cette enceinte. Les rejets atmosphériques qui en résulteraient seraient cependant « filtrés » à travers le sol. Ces rejets atmosphériques entraîneraient alors des contaminations des cours d'eau par dépôt direct ou ruissellement.
En parallèle, le corium pénétrerait dans le sol et s'arrêterait après un trajet de quelques mètres, la diminution de la puissance résiduelle et l'augmentation du volume du corium par addition de terre permettant alors son refroidissement, puis sa solidification, par conduction thermique dans le sol.

---

[67] La vaporisation brutale de l'eau au contact du combustible ainsi dispersé conduit alors à une explosion de vapeur. Voir pour une description détaillée de l'accident : « *Les jeux de l'atome et du hasard* » de Jean-Pierre Pharabod et Jean-Paul Schapira, publié en 1988 par Calmann-Levy.
[68] Référence IRSN : « Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité ». IRSN-2008/98, 15 décembre 2008.
[69] L'épaisseur du radier est de 4,20 m pour les tranches de 900 MW (sauf pour les centrales de Fessenheim et Bugey) et de 3m environ pour les tranches de 1300 et 1400 MW. Pour Fessenheim (2 réacteurs), l'épaisseur du radier est de 1,50 m.

La lixiviation[70] du corium pourrait alors polluer les nappes d'eau souterraines, à plus ou moins long terme. De plus, l'eau contenue dans le fond de l'enceinte de confinement, très chargée en produits radioactifs, pourrait elle-même se déverser dans le sol à travers l'orifice créé dans le radier. Des produits radioactifs pourraient donc atteindre la nappe phréatique sous-jacente.
La contamination serait alors entraînée par l'écoulement de la nappe jusqu'à un exutoire tel qu'un cours d'eau ou un puits de captage d'eau. L'importance et les délais de transfert dépendent, entre autres, de la configuration hydrogéologique du site ; ils sont donc très variables d'un site à un autre (délais de transfert généralement de l'ordre de plusieurs semaines).
Dans un tel cas, il serait possible de limiter la contamination en construisant une enceinte géotechnique s'opposant aux écoulements d'eau pour empêcher la migration des produits de fission. Il faudrait alors pomper l'eau contaminée contenue à l'intérieur du sol, dans l'enceinte géotechnique, et la stocker.

Discussion

a) Nous avons vu que la fusion partielle du cœur du réacteur accidenté de Three Mile Island n'avait pas entraîné le percement de la cuve par le corium. Ce réacteur n'avait que trois mois de fonctionnement et n'avait donc pas une charge en produits de fission équivalente à celle obtenue en fonctionnement continu. La puissance résiduelle était donc beaucoup plus faible.
A Tchernobyl, sur un réacteur de type différent[71] qui comporte une « piscine » d'eau en dessous du réacteur, le réacteur détruit par les explosions risquait de s'enfoncer peu à peu, atteignant, après avoir traversé son enveloppe en acier, la piscine, puis les fondations. Pour éviter le pire, la piscine du réacteur est vidée de son eau et remplie de béton. Une équipe de mineurs entreprendra finalement la construction sous le réacteur d'un tunnel, véritable cocon que l'on remplit de béton pour l'isoler de la nappe phréatique[72].
A Fukushima, d'après le rapport de l'IRSN, le réacteur n°1 aurait connu une fusion totale du cœur, le percement de la cuve par le corium et la pénétration de celui-ci dans le radier (à une profondeur encore inconnue).

b) Les différents modes possibles de défaillance de l'enceinte de confinement (y compris le radier) ont été présentés de façon individuelle pour comprendre comment chacun peut intervenir. Il faut bien être conscient que, une fois l'accident grave de dénoyage du cœur non maîtrisé, il peut y avoir une série et un enchaînement d'accidents induits qui amènent à la destruction totale du réacteur et à la destruction partielle de l'enceinte de confinement, entraînant le rejet dans l'environnement de quantités considérables de matières radioactives, comme à Fukushima.
En effet, peuvent se produire la production et l'explosion d'hydrogène, l'explosion de la vapeur d'eau, dans la cuve ou dans le puits de cuve, le percement de la cuve puis du radier par le corium.

c) En dehors de ce risque de percement du radier par le corium, la question se pose sur le vieillissement du radier, de ses déformations éventuelles en fonction du sol sur lequel il repose, de sa tenue aux tremblements de terre, etc.

3.5 LE RECUPERATEUR DE CORIUM

Dans le réacteur EPR en construction à Flamanville, lui aussi du type REP, une innovation destinée à améliorer la sûreté est constituée d'un « récupérateur » de corium situé au fond de l'enceinte de confinement, permettant de recueillir et de refroidir le cœur fondu (corium) après la rupture éventuelle du fond de cuve du fait de la fusion du cœur.
L'IRSN décrit ainsi de façon très synthétique cette opération[73] :

[70] Lixiviation : lavage des surfaces libres conduisant à l'extraction des produits solubles.
[71] Réacteur de type RBMK à uranium faiblement enrichi, modéré au graphite et refroidi à l'eau.
[72] Source : « *Les jeux de l'atome et du hasard* » de Jean-Pierre Pharabod et Jean-Paul Schapira, publié en 1988 par Calmann-Levy.
[73] Référence IRSN : « Accidents graves des réacteurs à eau de production d'électricité ». IRSN-2008/98, 15 décembre 2008.

Le « récupérateur » de combustible fondu est constitué d'une chambre d'étalement présentant une grande surface (environ 170 m²) avec un système d'injection d'eau permettant de refroidir le plancher métallique de cette chambre et de recouvrir d'eau le corium étalé. La chambre d'étalement n'est pas située directement sous la cuve pour éviter tout risque d'endommagement par les morceaux du fond de cuve et par le corium lors de la percée du fond de la cuve ; le puits de cuve communique avec la chambre d'étalement au moyen d'un canal de décharge dont les parois en zircone facilitent l'écoulement du corium.
Avant de s'écouler dans le canal de décharge vers la chambre d'étalement, le corium est collecté dans le fond du puits de cuve qui comporte un système d'ouverture, appelé « porte fusible », donnant accès au canal de décharge. Une fois la porte fusible fondue par le corium, le mélange corium-béton s'écoule dans la chambre d'étalement. Pour ***éviter une explosion de vapeur*** *lors de cette coulée, la conception du réacteur EPR comporte des dispositions empêchant l'entrée d'eau dans la chambre d'étalement avant l'arrivée des matériaux fondus. La coulée de corium s'étale en quelques dizaines de secondes après l'apparition d'une brèche dans la porte fusible et active l'injection d'eau qui recouvre le corium après plusieurs minutes.*

La précision avec laquelle les divers mouvements du corium, traversée de la cuve, déversement dans le puits de cuve, passage dans le canal de décharge, étalement dans la chambre d'étalement, puis phase de refroidissement, laisse le lecteur assez perplexe sur la capacité à prévoir tous ces comportements : l'écart entre les modèles de calcul et la réalité peut être considérable.
Mais nous nous intéressons ici, en lien avec les paragraphes précédents, au problème particulier posé par le risque d'explosion de vapeur dans le puits de cuve ou dans la « chambre d'étalement » du récupérateur de corium.
Sur cette question, le document de l'IRSN nous dit, sous le titre « Elimination pratique du risque d'explosion de vapeur » :
Pour éviter une explosion de vapeur en cas de coulée de combustible fondu dans le puits de cuve, la conception du réacteur EPR comporte des dispositions telles qu'aucune arrivée d'eau dans le puits de cuve n'est possible avant la percée de la cuve, même en cas de rupture d'une tuyauterie primaire.
De plus, le récupérateur de combustible fondu étant constitué d'une chambre d'étalement, le réacteur EPR comporte des dispositions empêchant l'arrivée d'eau dans cette chambre d'étalement avant l'arrivée du corium, de façon à éviter une explosion de vapeur lors de la coulée de combustible fondu dans ce dispositif.

On voit que le risque d'explosion de vapeur est pris très au sérieux dans l'EPR : il faut absolument empêcher la présence d'eau dans le puits de cuve comme dans la chambre d'étalement du récupérateur de corium.
On est alors assez surpris de constater que dans la modification prévue pour les réacteurs de Fessenheim d'installer des récupérateurs de corium sur le même principe (simplifié), le risque d'explosion de vapeur soit apparemment totalement exclu puisque la présence d'eau (plus que vraisemblable) dans le puits de cuve et la chambre d'étalement est considérée simplement par l'IRSN[74] comme une gêne pour l'étalement du corium :
« Pour les situations de « corium en présence d'eau », l'IRSN estime, en tenant compte de ***l'état de l'art sur ce sujet****, que la présence d'eau peut perturber sensiblement les différentes étapes menant à l'étalement complet du corium sur toute la surface allouée dans le local périphérique ».*
Pas un mot dans cet avis de l'IRSN sur le risque d'explosion de vapeur : l'état de l'art sur le sujet est-il radicalement différent pour Fessenheim que pour l'EPR ?

Commentaires du GSIEN

a) Installer un nouvel équipement qui modifie une protection sur un réacteur est quasi impossible si ce n'est pas prévu à la construction.

b) Doit-on interpréter le commentaire de l'IRSN comme : serait-ce qu'une explosion de vapeur pourrait « *perturber sensiblement les différentes étapes menant à l'étalement complet du corium* » ?

[74] Avis IRSN n° 2012-00519

c) Le récupérateur de corium est comme le filtre à sable : cela permet de rassurer mais n'apporte tien : ils doivent servir au bon moment : mais c'est quoi le bon moment ?
Il faut donc un système passif qui opère quand il faut. Cela n'a pas de sens car les appareils ne fonctionneront pas, les détecteurs ne serviront pas et on n'a aucune idée de la séquence : en fait tout repose sur les opérateurs qui gèrent au mieux de leurs connaissances, mais sans refroidissement et sans alimentation ils sont aveugles et agissent pour reprendre la main sur l'eau et l'électricité. Si cela marche c'est un incident, sinon c'est un accident.
Un réacteur en folie est ingérable : il faut seulement parvenir à refroidir, mais comment injecter de l'eau si les canalisations sont cassées et si on n'a pas d'électricité en plus.
Ne pas oublier que Fukushima a montré que tous les réacteurs d'un site pouvaient avoir des pannes de mode commun (Blayais aussi) et que la théorie du secours par un autre réacteur du site s'est avérée fausse.

3.6 UNE SITUATION AGGRAVANTE POUR LA SURETE : LE COMBUSTIBLE MOX

Sur les 58 réacteurs équipant les centrales nucléaires en France, 21 réacteurs sur 34 de puissance électrique de 900 MW fonctionnent avec un maximum de 30 % de combustible dit MOX ("*mixed-oxide*") fabriqué à partir de plutonium issu du retraitement du combustible usé des réacteurs et d'uranium appauvri[75].
Une aiguille de combustible MOX neuve est composée d'environ 7 % à 9 % de plutonium et de 91 à 93 % d'uranium appauvri. L'activité "alpha et bêta" du MOX est complètement dominée par celle du plutonium. L'activité "alpha" est, elle, dominée par celle du plutonium 238, tandis que l'activité totale est essentiellement constituée par l'activité bêta du plutonium 241. L'activité de 1 kg de MOX avant irradiation est de l'ordre de 200 000 fois plus importante que celle d'un kg d'uranium naturel. Elle est bien entendu renforcée après irradiation par l'apparition de produits de fission. Il reste par ailleurs entre 3 % et 5 % de plutonium dans le MOX après utilisation, soit trois à cinq fois plus que dans le combustible UOX (oxyde d'uranium). Après irradiation, la radioactivité et le niveau de dégagement thermique du combustible MOX sont globalement jusqu'à quatre à cinq fois supérieurs à ceux du combustible équivalent à l'uranium irradié.

L'utilisation du combustible MOX, outre les dangers présentés au stade du transport de plutonium et des installations de production de ces combustibles, présente des risques accrus dans le fonctionnement des centrales et en cas d'accident :
- Du fait de sa plus grande radioactivité alpha, un élément neuf de combustible MOX a une température de surface (paroi de la gaine du combustible) de 80 degrés, alors qu'un combustible neuf à l'uranium est à la température ambiante. Le maniement des combustibles neufs MOX nécessite donc des équipements particuliers et rend la manipulation des combustibles plus difficile lors du chargement et du déchargement.
- La présence de combustibles MOX dans un réacteur qui contient déjà de l'uranium rend le contrôle plus délicat et réduit l'efficacité des barres de contrôle, d'où l'ajout de barres supplémentaires.
- La température de fusion de l'oxyde de plutonium est plus basse que celle de l'oxyde d'uranium.
- En cas de détérioration et de fusion des combustibles, le risque d'emballement de la réaction en chaîne, qu'on appelle le risque de « criticité », est plus grand car la masse critique du plutonium pouvant mener à une explosion atomique est le tiers de celle de l'uranium 235. Ce risque de criticité existe aussi dans les usines de fabrication du combustible MOX ou dans les usines de retraitement. Il est également présent dans les piscines de stockage des combustibles irradiés en cas de perte du refroidissement, de détérioration et de fusion de combustibles.
- La quantité de plutonium est beaucoup plus importante dans un combustible MOX « usé » que dans un combustible uranium « usé ». En cas de détérioration ou de fusion du cœur, ou d'explosion ou d'incendie dans le cœur ou dans les piscines de stockage, la quantité de plutonium pouvant être projetée dans l'environnement, qu'il s'agisse d'un combustible usé ou plus encore s'il est neuf, sera donc beaucoup plus importante.

[75] Il s'agit ici d'une faible fraction de l'uranium abandonné après l'étape d'enrichissement. L'uranium issu du retraitement du combustible, ou URT, contient environ 1 % d'uranium 235, un niveau trop élevé pour être utilisé en complément du plutonium dans le MOX. Cet URT peut être ré-enrichi et utilisé dans un combustible à l'uranium de retraitement, URE.

Non seulement le MOX rend donc le réacteur plus difficile à piloter mais encore, en cas d'accident, sa présence facilite la mise à nu des combustibles (davantage de chaleur donc davantage d'évaporation de l'eau), la détérioration et la fusion des combustibles dans le réacteur lui-même et dans les piscines des combustibles irradiés. Enfin, dans certains cas d'émissions radioactives, des particules de plutonium peuvent être dispersées dans l'environnement. Du combustible MOX avait été chargé récemment dans des réacteurs japonais, dont le réacteur n° 3 de la centrale de Fukushima Daiichi au Japon[76].

4. SUR L'EVALUATION GLOBALE DU RISQUE D'ACCIDENT NUCLEAIRE

4.1 PROBABILITES ET OCCURRENCES DE L'ACCIDENT D'UNE CENTRALE NUCLEAIRE

L'évaluation globale[77] de la sûreté des centrales nucléaires actuelles est fondée sur une approche probabiliste. L'objectif de la doctrine de sûreté française a toujours été affiché comme la recherche d'une conception et d'un contrôle permettant de garantir que la probabilité d'un accident grave, avec destruction importante et fusion du cœur, reste inférieure à 10^{-5} (1/100 000) par réacteur et par an (ou par année-réacteur), et que celle d'un accident majeur, accident grave non maîtrisé conduisant à d'importants relâchements de radioactivité, reste inférieure à 10^{-6} (1/1000 000) par réacteur et par an.

Le risque d'accident majeur dans une centrale nucléaire a été généralement considéré comme la combinaison d'un événement d'une gravité extrême et d'une très faible probabilité d'occurrence. Les promoteurs du nucléaire, mettant en avant cette très faible probabilité, affirmaient "qu'il n'y avait aucun danger". Si la gravité des conséquences d'un tel accident a bien été confirmée par Tchernobyl et Fukushima, que peut-on dire aujourd'hui de la réalité de son occurrence ?

Dans son interview dans le journal Le Monde du 6 avril 2011, J. Repussard, directeur général de l'IRSN, déclare :
« Dans le secteur nucléaire, on utilise des études probabilistes pour dimensionner les installations on prévoit des redondances, des systèmes de secours, avec l'objectif qu'il n'y ait pas plus d'un accident par réacteur tous les cent mille ans.
Or, sur le parc mondial, 14 000 années-réacteur sont déjà passées, et les statistiques montrent qu'on est à 0,0002 accident grave par an, soit vingt fois plus qu'attendu selon les études probabilistes, qui ne savent pas bien prendre en compte l'aléa naturel et le facteur humain ».

Explicitons cette déclaration :

a) 14 000 années-réacteurs correspondent à 450 réacteurs fonctionnant pendant 31 ans.
Une probabilité de 1 sur 100 000 par année-réacteur donne une occurrence attendue de
14 000 : 100 000 = 0,14 **accident grave** pour l'ensemble du parc et cette durée de 31 ans.
J. Repussard prend en compte trois accidents graves qui se sont produits : Three Mile Island (1979), Tchernobyl (1986) et Fukushima (2011). Cela signifie que l'occurrence réelle a été de 3, à comparer à 0,14, soit 21 fois plus. Ou bien de 3 : 14 000 = 0,0002 au lieu de 0,00001 (1 sur 100 000). On retrouve bien le facteur 20 de J. Repussard.

---

[76] Il s'agit seulement de 32 assemblages MOX sur environ 700. Il y a eu certainement fusion du cœur dans ce réacteur n°3.

[77] Voir en particulier le Titre III – article 3.9 de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, qui traite de la « Démonstration de sûreté nucléaire » :
« La démonstration de sûreté nucléaire doit justifier que les accidents susceptibles de conduire à des rejets importants de matières dangereuses ou à des effets dangereux hors du site avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations sont impossibles physiquement ou, si cette impossibilité physique ne peut être démontrée, que les dispositions mises en œuvre sur ou pour l'installation ***permettent de rendre ces accidents extrêmement improbables avec un haut degré de confiance*** *».*

b) La probabilité affichée d'un accident majeur conduit à 0,014 accident majeur possible pour l'ensemble du parc (14 000/1 000 000 = 0,014). Résultat très faible : l'accident majeur serait donc extrêmement improbable, voire impossible.
Mais on peut aussi faire le même calcul que celui de J. Repussard en notant qu'il y a eu quatre réacteurs de ce parc mondial qui ont connu un **accident majeur** : un à Tchernobyl et trois à Fukushima. L'occurrence observée nous indique donc que le nombre d'accidents majeurs, quatre, a été environ trois cent fois (4/0,014 = 286) supérieur à ce qui été attendu sur la foi du calcul théorique des probabilités.
Il est vrai que les trois accidents de réacteurs de la centrale de Fukushima ne sont pas indépendants mais, d'une part, le calcul repose sur un nombre de réacteurs accidentés (le résultat ne serait pas très différent si on prenait les centrales, mais ne serait pas correct) et, d'autre part, il serait normal que le calcul des probabilités tienne compte du fait qu'il y a en général plusieurs réacteurs sur un même site et que les causes initiatrices des accidents peuvent être communes (ce fut le cas à Fukushima mais pas à Three Mile Island ni à Tchernobyl).

Cet écart entre occurrence attendue et occurrence constatée est considérable. Il nous montre que le calcul de probabilités est incapable de prendre en compte tous les facteurs de risque, en particulier le facteur humain, les phénomènes climatiques exceptionnels, les actes de sabotage par des méthodes inconnues ou sous-estimées, voire les actes de guerre, et surtout la combinaison de différentes causes, ce qui arrive toujours dans un accident de ce type.
On est donc très loin de l'accident très improbable. Et cela sans prendre en compte les piscines de stockage des combustibles irradiés, les usines de production et d'utilisation du plutonium, les transports et stockages des déchets radioactifs. La réalité constatée remet profondément en cause l'approche probabiliste de la sûreté nucléaire.
Il y a eu quatre accidents majeurs dans le monde depuis trente ans : c'est un avertissement sérieux pour l'Union européenne (143 réacteurs au début de 2011) qui possède un tiers du parc mondial, et pour le parc français (58 réacteurs) qui en possède 13 %.

4.2 ACCIDENTS SIGNIFICATIFS PRECURSEURS SUR DES REP

En France, depuis le démarrage de la centrale de Fessenheim (Haut-Rhin), premier site électronucléaire mis en service en 1977, se sont produits de nombreux dysfonctionnements qui laissent imaginer l'occurrence d'un accident grave[78].
Ainsi, 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.
Rappelons que l'échelle INES est une échelle de « communication » et non de « gravité » (voir 1.2).
Illustrons ce propos par quelques exemples[79].

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.

[78] Nous ne considérons ici que les incidents ou accidents des réacteurs du programme REP lancé à partir du début des années 1970. Il faut cependant se souvenir également de l'accident survenu au « petit » réacteur à eau pressurisée (305 MW de puissance électrique nette) de la centrale Chooz A en 1969, ainsi que ceux des réacteurs à uranium naturel graphite gaz des centrales EdF construites dans les années 1960 (à Chinon, Saint-Laurent, Bugey).
[79] Source : « *La sûreté, une évolution à risque* », dans « *Nucléaire, la grande illusion* », Cahier de Global Chance n°25, septembre 2008.

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 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 (l'échelle INES date de 1991).
Voir la description détaillée par le GSIEN de cet accident en Annexe 2.

L'erreur de conception du circuit de refroidissement à l'arrêt des réacteurs du palier N4 (quatre réacteurs de 1450 MWe des centrales de Civaux et Chooz) constatée en 1998.

Le blocage possible en cas d'accident des vannes des circuits de refroidissement de secours des réacteurs du palier P'4 (douze réacteurs de 1300 MWe des centrales de Belleville, Cattenom, Golfech, Nogent-sur-Seine et Penly) constaté en 2001.

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 les dispositifs de protection des centrales nucléaires de Belleville, Bugey et Chooz.
Voir la description détaillée par le GSIEN de cet accident en Annexe 2.

On trouvera en Annexe 2 la présentation détaillée par le GSIEN de deux « incidents » graves et significatifs.
On pourra également consulter sur ces questions le n°25 des Cahiers de Global Chance, « Nucléaire : la grande illusion » et notamment l'article « 1986-2006 : Vingt ans d'incidents marquants en France ».

Les principales agressions internes et externes considérées dans les études de démonstration de sûreté sont : inondations internes ; explosions d'origine interne aux sites ; incendie ; séisme ; agressions d'origine climatique : vents forts, tornades, feux de forêt, neige, tarissement de la source froide, frasil, températures hautes et basses de la source froide, températures hautes et basses de l'air, foudre ; dérive des nappes d'hydrocarbures ; agressions externes capables d'entraîner simultanément la perte de la source froide et des alimentations électriques[80].
On trouvera en Annexe 3 un point d'information rapide sur les risques sismique et d'inondation.

4.3 UNE ANALYSE PREMONITOIRE

Voici ce qu'écrivait Yves Marignac dans le Cahier de Global n°25 (« Nucléaire : la grande illusion »), en septembre 2009.

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

[80] ASN – DEP-PRES-0077-2009 sur la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 900 MW de puissance électrique.

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 correspondante d'événements 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'autosatisfaction 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.

4.4 SUR LA DEMONSTRATION DE SURETE NUCLEAIRE

Les faiblesses des calculs de probabilité sont reconnues aujourd'hui par la plupart des experts du domaine et pourtant, le calcul global de probabilité, dont nous avons commenté les résultats au début de ce chapitre, reste un exercice obligé pour la « démonstration de sûreté nucléaire » des installations nucléaires de base.

Le Titre III de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base[81] (INB) traite de la « Démonstration de sûreté nucléaire ».
Le texte de l'arrêté détaille de façon très complète, toutes les obligations de l'exploitant afin de démontrer la sûreté de l'installation du point de vue de son fonctionnement mais aussi vis-à-vis des agressions internes et des agressions externes, cet ensemble étant présenté de façon très détaillée.
La démonstration de sûreté nucléaire doit être d'abord faite par une « *démarche déterministe prudente* » (on imagine toutes les situations accidentelles et agressions possibles et l'on montre les parades prévues), mais aussi par une approche probabiliste qui apparaît à deux reprises :

- Dans l'article 3.3 :
« *La démonstration de sûreté nucléaire comporte en outre, sauf si l'exploitant démontre que ce n'est pas pertinent, des analyses probabilistes des accidents et de leurs conséquences* ».

[81] *Legifrance.gouv.fr*, JORF n* 0033 du 8 février 2012 page 2231, texte n°12.

- Dans l'article 3.9 :
« La démonstration de sûreté nucléaire doit justifier que les accidents susceptibles de conduire à des rejets importants de matières dangereuses ou à des effets dangereux hors du site avec une cinétique qui ne permettrait pas la mise en œuvre à temps des mesures nécessaires de protection des populations sont impossibles physiquement ou, si cette impossibilité physique ne peut être démontrée, que les dispositions mises en œuvre sur ou pour l'installation ***permettent de rendre ces accidents extrêmement improbables avec un haut degré de confiance*** *».*

Malgré l'ambiguïté de la première formulation (« *sauf si l'exploitant démontre que ce n'est pas pertinent...* »), on voit bien que*, in fine,* on a besoin de l'estimation d'une probabilité pour juger de la qualité d'une installation (ou d'un type ou modèle de réacteur) vis-à-vis du risque d'accident nucléaire. Estimation dont il faut bien reconnaître que plus grand monde lui accorde de la valeur.

4.5 COMPTER SUR LA CHANCE ?[82]

Rouge ! cria le croupier (Dostoïevsky, Le Joueur).

« *Les jeux de l'atome et du hasard* » de Jean-Pierre Pharabod et Jean-Paul Schapira, publié en 1988 par Calmann-Levy, est le meilleur livre français sur la description et l'analyse des grands accidents nucléaires, avant celui de Fukushima.
Déjà les auteurs posaient la question suivante en sous-titre : « *de tels accidents peuvent-ils survenir en France* » ? Ils écrivaient dans leur introduction : « *l'analyse de la succession des incidents qui jalonnent notre histoire nucléaire semble indiquer que nous avons eu de la chance – peut-être beaucoup de chance* ».
Three Mile Island (TMI) : « *s'il n'y a pas eu fusion totale et « syndrome chinois »*[83]*, c'est essentiellement grâce au chef de quart de TMI-1*[84] *venu, deux heures après le début de l'accident, assister ses collègues en difficulté, et qui a compris (*en soulevant une étiquette qui masquait un voyant*) que la vanne de décharge du pressuriseur ne s'était pas refermée ...on peut dire sans trop s'avancer qu'en Pennsylvanie, le 28 mars 1979 au matin, on a eu de la chance...* ». Et de citer le rapport de l'IPSN (aujourd'hui IRSN) relatif à l'accident survenu sur le réacteur français Bugey 5 le 14 avril 1984 : « *L'incident est d'une gravité, en ce qui concerne les sources électriques de puissance de la tranche, encore jamais rencontrée jusqu'ici sur les réacteurs français à eau pressurisée... Une défaillance supplémentaire sur cette voie (refus de démarrage du diesel, refus de couplage sur le tableau LHB*[85]*, etc.) aurait donc conduit à une perte complète des alimentations électriques de puissance, situation hors dimensionnement ».*
Après avoir rappelé que la filière RBMK des réacteurs de Tchernobyl, développée en URSS depuis le début des années 1950, était « *une filière rodée, performante et jugée très sûre* », les auteurs présentent et analysent de la même façon la catastrophe du 26 avril 1986. Le cœur étant détruit, la masse radioactive risquerait de contaminer la nappe phréatique : « *Une équipe de mineurs, que l'on fait venir spécialement, entreprend finalement la construction sous le réacteur d'un tunnel, véritable cocon que l'on remplit de béton pour l'isoler de la nappe phréatique ».*
Dans son ouvrage récent « *Maîtriser le nucléaire – Sortir du nucléaire après Fukushima* », le professeur Jean-Louis Basdevant cite le professeur biélorusse Vassili Nesterenko : « *Mon opinion est que nous avons frisé à Tchernobyl une explosion nucléaire. Si elle avait eu lieu, l'Europe serait devenue inhabitable* ». Et Basdevant de conclure : « *C'est pour cela que l'on peut avancer que si l'accident de Tchernobyl n'a pas été dramatiquement plus grave, c'est grâce au courage de quelques-uns, mais surtout grâce à la chance* ».

L'accident de Fukushima, qui est loin d'être terminé, est lui aussi causé par la perte totale du refroidissement des réacteurs. Les effets s'en feront sentir longtemps et loin. Mais les habitants de

[82] Article de Bernard Laponche, Publié dans « Le Cercle des Echos » le 26 novembre 2012 sous le titre : « Jusqu'à maintenant le facteur chance a été favorable ».
[83] Percement de la cuve et du béton du radier par le combustible fondu (corium) qui s'enfonce dans la terre.
[84] Le réacteur accidenté est TMI-2.
[85] Un des deux tableaux d'alimentation électrique de la centrale.

Tokyo ont eu de la chance car, lors de l'explosion et de l'envoi massif de matières radioactives dans l'atmosphère, le vent soufflait vers la mer. S'il avait soufflé dans l'autre sens, le « *Japon était coupé en deux* »[86] et il aurait fallu évacuer Tokyo. Jusqu'ici la chance, il n'y a pas d'autre mot, a permis que la piscine remplie de combustibles irradiés très radioactifs du réacteur 4, endommagée et située en hauteur, ne soit pas détruite par une secousse sismique ou un typhon.

Et la France ? Pharabod et Schapira concluaient le chapitre sur Tchernobyl par un avertissement : « *Il faudra bien, nous semble-t-il, revoir les décisions (et la politique qui les sous-tend) qui ont conduit à implanter un nombre de plus en plus grand de centrales nucléaires sur l'ensemble de l'Europe et tout particulièrement en France, notamment près de zones à très fortes densités de population* ».
Centrale du Blayais, 27 décembre 1999 : tempête et inondation, perte du réseau, dix heures pour récupérer le refroidissement normal du réacteur n°1. Le GSIEN écrit : « *La crainte du bogue de l'an 2000 a heureusement aidé : les équipes avaient été entraînées et ont travaillé comme des chefs* » (Monique Sené), et la marée était loin du niveau maximal (Bella Belbéoch). On a failli évacuer Bordeaux...

Qu'il s'agisse de l'occurrence d'un accident grave ou de l'ampleur de ses conséquences qui le transforme en catastrophe, le hasard apparaît toujours dans l'accumulation de défaillances ou d'agressions dans ces systèmes complexes que sont la machine elle-même et son environnement, humain et naturel.
Lorsque l'on sait que, pour les réacteurs nucléaires équipant toutes les centrales nucléaires françaises, les accidents graves n'ont pas été considérés lors de leur conception[87], on peut se convaincre de la nécessité et de l'urgence « d'aider la chance » en fermant le plus rapidement possible les réacteurs nucléaires (qui arrivent pour la plupart à la fin de la durée de fonctionnement initialement prévue) sur la base d'une analyse de risques multicritère, tenant compte notamment de la densité de la population environnante.

[86] Témoignage d'un représentant de l'IRSN.
[87] *R&D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée : bilan et perspectives*, La Documentation française, janvier 2007. Rapport rédigé conjointement par l'IRSN et le CEA (Commissariat à l'énergie atomique).

ANNEXE 1 : LES CENTRALES NUCLEAIRES EN FRANCE

1. Les dix-neuf centrales et leurs réacteurs nucléaires

	Puissance électrique nette de la tranche[88]	Année		Puissance électrique nette de la tranche	Année
	MW	Connexion réseau		MW	Connexion réseau
Belleville 1	1310	1987	**Fessenheim 1**	880	1977
Belleville 2	1310	1988	**Fessenheim 2**	880	1977
Blayais 1	910	1981	**Flamanville 1**	1330	1985
Blayais 2	910	1982	**Flamanville 2**	1330	1986
Blayais 3	910	1983	**Golfech 1**	1310	1990
Blayais 4	910	1983	**Golfech 2**	1310	1993
Bugey2	910	1978	**Gravelines 1**	910	1980
Bugey3	910	1978	**Gravelines 2**	910	1980
Bugey 4	880	1979	**Gravelines 3**	910	1980
Bugey 5	880	1979	**Gravelines 4**	910	1981
Cattenom 1	1300	1986	**Gravelines 5**	910	1984
Cattenom 2	1300	1987	**Gravelines 6**	910	1985
Cattenom 3	1300	1990	**Nogent 1**	1310	1987
Cattenom 4	1300	1991	**Nogent 2**	1310	1988
Chinon B1	905	1982	**Paluel 1**	1330	1984
Chinon B2	905	1983	**Paluel 2**	1330	1984
Chinon B3	905	1986	**Paluel 3**	1330	1985
Chinon B4	905	1987	**Paluel 4**	1330	1986
Chooz B1	1500	1996	**Penly 1**	1330	1990
Chooz B2	1500	1997	**Penly 2**	1330	1992
Civaux 1	1495	1997	**St Alban 1**	1335	1985
Civaux 2	1495	1999	**St Alban 2**	1335	1986
Cruas 1	915	1983	**St Laurent B1**	915	1981
Cruas 2	915	1984	**St Laurent B2**	915	1981
Cruas 3	915	1984	**Tricastin 1**	915	1980
Cruas 4	915	1984	**Tricastin 2**	915	1980
Dampierre 1	890	1980	**Tricastin 3**	915	1981
Dampierre 2	890	1980	**Tricastin 4**	915	1981
Dampierre 3	890	1981			
Dampierre 4	890	1981			

Nombre de centrales : 19
Nombre de réacteurs (1 tranche nucléaire par réacteur) : 58
Puissance installée nette : 63 130 MWe

[88] Une « tranche nucléaire » désigne l'ensemble réacteur + turboalternateur. La puissance électrique est donc celle de la tranche nucléaire relative à chaque réacteur. Mais en langage courant, on parle souvent, à tort, de la puissance électrique d'un réacteur (ce qui peut porter à confusion). Le réacteur lui-même produit de la chaleur. La puissance thermique d'un réacteur dont la « tranche » a une puissance électrique de 900 MW de puissance électrique est de l'ordre de 2800 MW. Le rendement d'une tranche nucléaire, rapport de la puissance électrique de la tranche à la puissance thermique du réacteur, est donc de 32%.

2. Les tranches nucléaires par âge et leur production

	Puissance nette	Année	Production Brute*		Puissance nette	Année	Production Brute*
	MW	Connexion réseau	TWh		MW	Connexion réseau	TWh
Fessenheim 1	880	1977	5,712	**Gravelines 5**	910	1984	5,906
Fessenheim 2	880	1977	5,712	**Paluel 1**	1330	1984	8,632
Bugey2	910	1978	5,906	**Paluel 2**	1330	1984	8,632
Bugey3	910	1978	5,906	**Flamanville 1**	1330	1985	8,632
Bugey 4	880	1979	5,712	**Gravelines 6**	910	1985	5,906
Bugey 5	880	1979	5,712	**Paluel 3**	1330	1985	8,632
Dampierre 1	890	1980	5,776	**St Alban 1**	1335	1985	8,665
Dampierre 2	890	1980	5,776	**Cattenom 1**	1300	1986	8,437
Gravelines 1	910	1980	5,906	**Chinon B3**	905	1986	5,874
Gravelines 2	910	1980	5,906	**Flamanville 2**	1330	1986	8,632
Gravelines 3	910	1980	5,906	**Paluel 4**	1330	1986	8,632
Tricastin 1	915	1980	5,939	**St Alban 2**	1335	1986	8,665
Tricastin 2	915	1980	5,939	**Belleville 1**	1310	1987	8,502
Blayais 1	910	1981	5,906	**Cattenom 2**	1300	1987	8,437
Dampierre 3	890	1981	5,776	**Chinon B4**	905	1987	5,874
Dampierre 4	890	1981	5,776	**Nogent 1**	1310	1987	8,502
Gravelines 4	910	1981	5,906	**Belleville 2**	1310	1988	8,502
St Laurent B1	915	1981	5,939	**Nogent 2**	1310	1988	8,502
St Laurent B2	915	1981	5,939	**Cattenom 3**	1300	1990	8,437
Tricastin 3	915	1981	5,939	**Golfech 1**	1310	1990	8,502
Tricastin 4	915	1981	5,939	**Penly 1**	1330	1990	8,632
Blayais 2	910	1982	5,906	**Cattenom 4**	1300	1991	8,437
Chinon B1	905	1982	5,874	**Penly 2**	1330	1992	8,632
Blayais 3	910	1983	5,906	**Golfech 2**	1310	1993	8,502
Blayais 4	910	1983	5,906	**Chooz B1**	1500	1996	9,736
Chinon B2	905	1983	5,874	**Chooz B2**	1500	1997	9,736
Cruas 1	915	1983	5,939	**Civaux 1**	1495	1997	9,703
Cruas 2	915	1984	5,939	**Civaux 2**	1495	1999	9,703
Cruas 3	915	1984	5,939				
Cruas 4	915	1984	5,939				

** Production brute :la production brute annuelle d'électricité de chaque tranche (réacteur + turboalternateur) est ici une valeur théorique proportionnelle à la puissance de chaque tranche et calculée à partir de la production totale d'électricité d'origine nucléaire en 2009.*

La production totale d'électricité d'origine nucléaire en 2009 a été de 410 TWh.

ANNEXE 2 : LES « INCIDENTS » DE BUGEY (1984) ET DU BLAYAIS (1999)

GSIEN

1984 BUGEY. UN AIR D'ACCIDENT MAJEUR.

C'est la nuit où l'on a frisé l'accident majeur. Même les autorités le reconnaissent à l'époque, dans leurs documents internes : « *C'est sans aucun doute [l'incident] pour lequel on a approché le plus près d'un accident grave depuis le démarrage de la première tranche du parc REP français. Et d'expliquer - attention, jargon : « Une défaillance unique supplémentaire sur l'autre voie électrique aurait en effet conduit à une perte complète des alimentations électriques, situation hors dimensionnement pour laquelle les dispositions palliatives prévues (procédure H3) n'étaient pas encore opérationnelles sur le site* », écrit alors le service d'analyse de sûreté des installations nucléaires de base.
En clair, toute la tranche 5, pendant trois à quatre heures, a été sur le fil du rasoir : plus d'alimentation électrique donc plus aucune commande qui fonctionne. Malgré l'arrêt d'urgence, qui a bien eu lieu, l'opérateur ne peut pas être assuré que le cœur du réacteur va continuer à être convenablement refroidi (rappelons qu'un cœur arrêté n'est pas immédiatement « froid »). Incroyable mais vrai : la porte d'entrée même de la centrale, par laquelle veulent pénétrer les ingénieurs d'astreinte, alimentée par le réseau défaillant, ne peut même pas s'ouvrir ! Que s'est-il donc passé cette nuit du 13 avril 1984, sur les bords du Rhône, non loin des coteaux où poussent de grands arpents de vignes, dans la tranche 5 à 900 MW de puissance électrique, l'un des quatre REP de cette centrale qui compte cinq réacteurs ?

La séquence des événements
Peu avant minuit, une alarme clignote dans la salle de contrôle. Problème : le panneau d'alarme est commun à deux tranches, la 4 et la 5. Pire, le voyant qui clignote regroupe six alarmes, ce qui ne simplifie pas la tâche d'interprétation des opérateurs. Ces derniers ne sont d'ailleurs pas très inquiets, parce que ce voyant clignote souvent pour signaler des défauts mineurs, bien identifiés. Cette fois, en revanche, ce signal traduit un vrai problème, auquel ils ne prêtent pas attention : des batteries 48 volts, qui alimentent tous les relais (actionneurs, commutateurs…), avec lesquels est bâti le contrôle-commande, sont en train de se décharger progressivement, leur chargeur central étant en panne. Cette baisse progressive de tension, qui dure environ trois heures, finit par avoir un effet très particulier : les relais, parce qu'il s'agit de dispositifs électro-mécaniques, réagissent tous différemment. Certains sont fermés, d'autres sont ouverts, de façon aléatoire. Le plus grand désordre règne alors dans le contrôle-commande. Va s'ensuivre une séquence horrifique de trois minutes, le pic du problème, appelé dans le jargon « alimentation en électricité dégradée ».
La turbine (entraînée par la vapeur d'eau produite par le réacteur) ne reçoit en effet plus l'ordre de fonctionner. Cette énorme machine, de 59 m de long, dont 700 tonnes tournent à 1500 tours-minute, commence à ralentir. Le courant délivré par l'alternateur, courant qui lui-même alimente nombre d'appareillages sur le réacteur, n'est plus alors ni aux bonnes fréquences ni à la bonne tension. Nouveau problème : le passage sur une source auxiliaire de courant, via un câble relié à un réacteur voisin, échoue –un petit relais électromécanique a encore fait des siennes. Comme si cela ne suffisait pas, un premier diesel de secours échoue, lui aussi ! Ce n'est qu'un deuxième diesel qui finit par démarrer, alimentant cette fois-ci une partie des appareillages. Ouf !
Reste que, pendant ces 180 secondes, des fusibles ont fondu, ce qui prive des appareils cruciaux de moyens de les contrôler : en l'occurrence, on ne peut plus régler l'ouverture ou la fermeture de vannes sur le circuit primaire, et de l'eau y pénètre de façon inconsidérée.
L'équipe a une seule obsession : le refroidissement du cœur et la réalimentation électrique de tous les appareillages. Les pompes primaires, chargées de faire circuler l'eau sont toujours à l'arrêt. La pression ne cesse d'augmenter dans le circuit primaire, et des machines de première importance risquent d'être détériorées : en particulier le pressuriseur chargé de contrôler pression et température, n'est plus aspergé. S'il ne parvient plus à assurer son travail de régulation de la pression (155 bars, 155 fois la pression atmosphérique), et si une vanne reste bloquée en position ouverte, l'eau du circuit

primaire peut se mettre à bouillir puis s'échapper dans l'enceinte de confinement. Et le cœur se retrouver dénoyé. Et avec cela, les assemblages de combustible risquent d'entrer en fusion.
Les 45 minutes qui vont suivre seront les plus longues de la nuit. C'est le temps qu'il faut aux opérateurs pour rétablir l'alimentation électrique suffisante au bon fonctionnement du pressuriseur et des pompes primaires. Il leur faudra encore une heure pour tout dépanner – notamment les détecteurs de radioactivité !

BLAYAIS. LUNDI 27- MARDI 28 DECEMBRE 1999.

C'est la nuit de l'inondation. Celle où une chance insigne a permis d'éviter l'accident majeur sur une centrale française. C'est l'événement qui rappelle avec insistance - après le séisme suivi du tsunami à Fukushima - qu'ici aussi, les catastrophes naturelles ont leur façon à elles de frapper. Il serait grave d'oublier que la crue… centennale ou milléniale, ça existe. Les tempêtes aussi. Et que les deux, par malchance, peuvent combiner leurs effets dévastateurs.

En cette fin de journée du 27 décembre, des vents d'ouest de 150 km/h et plus commencent de s'engouffrer en Aquitaine. Une première tempête a déjà traversé le nord de la France, un peu moins de 48 h auparavant, dans la nuit du 26 décembre, et jeté à bas arbres, cheminées et pylônes. Sur les bords de la Gironde, le vent pousse les vagues. L'eau monte vers la centrale du Blayais, sur la rive droite de l'estuaire de la Garonne, et ses quatre réacteurs de 900 MWe, dont trois seulement sont en fonctionnement (le n°3 est à l'arrêt). Très vite, les effets de la tempête se font sentir. Des pylônes de lignes à haute tension sont renversés.
A 18h00 (chute d'un arbre), l'alimentation auxiliaire de 225 000 volts s'arrête, sans conséquence immédiate.
Vers 19h30, les vagues déferlent de plus belle, et deux heures avant la pleine mer, des paquets d'eau franchissent la digue de protection, de 5,20 mètres de haut et l'eau se répand sur le site.
Et à 20h50, au plus fort de la tempête, survient une surtension sur la liaison 400 000 volts des tranches 2 et 4, qui provoque leur arrêt d'urgence. Les deux groupes électrogènes (moteurs diesel) dont dispose chaque tranche démarrent automatiquement pour fournir l'alimentation de secours. Mais déjà des voyants clignotent : équipements victimes de la tempête et locaux inondés. Les opérateurs parviennent à déconnecter les appareils défectueux.
L'eau continue à envahir le site par différents endroits. Par le marais, l'eau a contourné le site et la route d'accès est rendue inaccessible. Vers 21h la relève de l'équipe de conduite ne peut pas se faire et les équipes d'astreinte ne peuvent pas non plus accéder au site.
Donc à 20h50 il reste sur le réseau la tranche 1 qui continue de fonctionner.
Il y a de quoi s'inquiéter, car le coefficient de marée ne sera à son maximum que deux heures plus tard. L'angle nord-ouest du site du Blayais où se situent les tranches 1 et 2 est déjà sous 30 cm d'eau. Elle s'infiltre partout, en particulier par certains « trous de manutention » simplement protégés par des grilles, avec un débit formidable : 20 000 à 40 000 m3 /heure. C'est une nuit cauchemardesque qui s'annonce, avec plusieurs heures critiques.
Vers 22h, l'eau envahit les sous-sols des bâtiments combustibles des tranches 1 et 2.
A 22h40, la direction régionale de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE), alors en charge de la sûreté des installations nucléaires, est avertie et en rapporte au préfet. Mais les équipes de secours, pas plus que la relève, ne peuvent toujours parvenir au site.
Vers 22h20 le réseau 400 kV est de nouveau de retour pour les tranches 2 et 4.
A partir de 23h, le franchissement de la digue par les eaux de la Gironde s'arrête.
Mais les sous-sols et les bâtiments auxiliaires des tranches 1 et 2 demeurent noyés. On constatera ultérieurement la violence des eaux, qui a déformé une porte coupe-feu dans une des galeries.
On constate également l'inondation des pompes d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte de confinement de la tranche 2.
A 0h30, problème majeur : les tambours filtrants de la prise d'eau sont tellement encrassés que la dernière tranche en service, la n°1, ne peut plus être alimentée normalement en eau. Elle s'arrête automatiquement. Deux de ses circuits ne sont plus disponibles : ni le RIS (*Injection de sécurité*), ni l'EAS (*Aspersion dans l'enceinte de confinement*). Le premier est le circuit d'injection de sécurité, il a pour rôle de contrôler le niveau du circuit primaire – au cas où une brèche affecterait ce dernier –

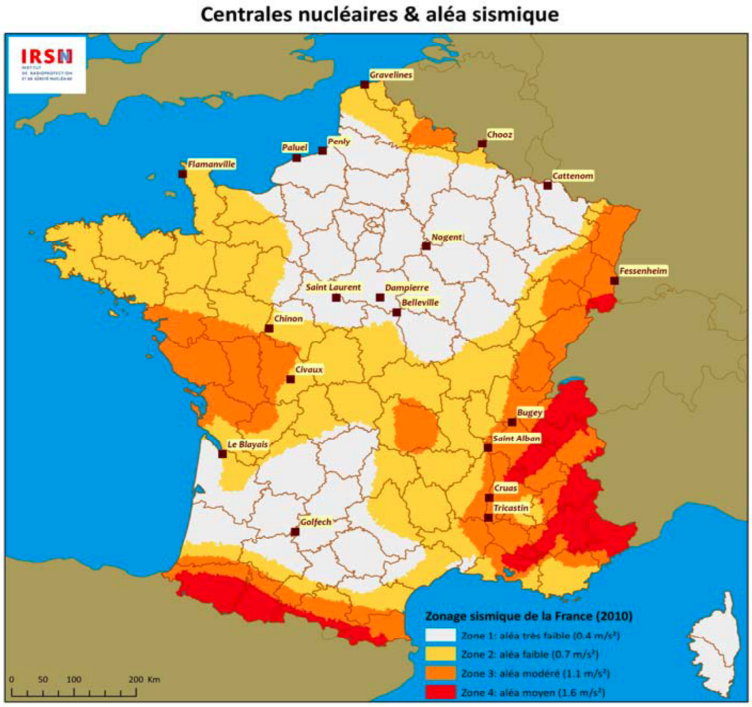
circuit fondamental, puisqu'il est chargé de refroidir le cœur du réacteur. Le second, lui, doit permettre d'asperger l'enceinte en cas de montée de pression et/ou de température dans l'enceinte. Les responsables du site détectent l'eau et s'occupent de moyens de pompage.
A 1h40, des alarmes signalent que les puisards du bâtiment combustible sont noyés eux aussi, ainsi que les galeries d'accès aux pompes.
A 2h50, le plan d'urgence interne est déclenché, au niveau 1 soit le niveau local. En effet, il est toujours impossible de parvenir au site.
A 3 h du matin, Le niveau national d'EDF est mobilisé.

Mais il faut attendre encore plusieurs heures, avant qu'une cellule de crise ne soit mise en place, à 6h30 du matin, par l'autorité de sûreté de l'époque (DSIN), aidée de ses experts de l'IPSN (Institut de protection et de sûreté nucléaire). Une mise en place tardive, faute d'alerte rapide de l'exploitant EDF. La cellule est là pour conseiller les opérateurs, qui se battent depuis des heures dans la centrale pour conserver l'alimentation en eau de refroidissement.
A 8h30, la tension monte encore d'un cran. Car ce sont deux pompes cruciales (sur quatre installées) qui ne fonctionnent plus. Celles-ci sont chargées d'assurer le pompage de l'eau pour un circuit au nom paradoxal, circuit SEC (eau brute secourue), qui doit fonctionner en permanence. Ce circuit (via un deuxième, dit de refroidissement intermédiaire) assure rien moins que le refroidissement de tous les circuits et matériels importants pour la sûreté du réacteur !
A 9h du matin, le plan d'urgence interne passe alors au niveau 2 (niveau national). Les équipes redoutent de perdre toutes les pompes du circuit SEC sur la tranche. Le gros danger, dans ce cas, serait en particulier la perte de refroidissement des joints des pompes primaires – autrement dit des pompes qui assurent directement le fonctionnement du circuit de refroidissement du cœur du réacteur ! Là, l'incident virerait à l'accident (voir scénario plus loin). Heureusement, les deux pompes tiennent.
Les heures et les jours suivants consisteront essentiellement à évacuer les 90 000 m3 d'eau (comme dit au moment de l'accident) qui ont envahi le site et à les rejeter dans la Garonne. Dans la nuit du 29 au 30 décembre, la pompe SEC est rétablie sur la tranche 1, et la quatrième sera disponible seulement le 4 janvier 2000.
La tranche 3 a été maintenue en arrêt froid normal pour terminer sa maintenance. La tranche 4 a été recouplée au réseau électrique le 3 décembre 1999 dès la récupération de sa source 225kV.
Mais la tranche 1 n'est pas pour autant prête à redémarrer. Car il faut éliminer les dégâts causés par l'eau saumâtre qui a tout envahi, puis vérifier tous les équipements. Il faudra attendre pas moins de 18 mois avant que ce soit chose faite et reprendre la production d'électricité.
Le redémarrage des tranches 1 et 2 a été suspendu à la réalisation du rehaussement des digues. La décision d'engager les travaux a été prise le 2 février 2000 : les travaux ont commencé début mars.
Ces travaux seront complétés par l'équipement de la digue côté Gironde d'un dispositif anti-houle et la mise en place d'un batardeau au niveau de la canalisation de rejet. Ils seront également repris lors de la visite décennale de 2002-2003.

Cet incident a conduit à la révision des protections contre les inondations sur dix-sept sites, conduisant à la nécessité de renforcer le dimensionnement les dispositifs de protection des centrales nucléaires de Belleville, Bugey et Chooz.
En fait les révisions suite à l'incident Blayais ont été programmées pour les Visites Décennales n°3 pour les 900, les VD2 pour les 1300 : elles ne sont donc pas terminées.
Et les ECS (*Evaluations complémentaires de sûreté – Post-Fukushima*) ont remis une couche sur les besoins de travaux (au moins cinq sites sur dix-sept ne sont même pas aux normes demandées suite au Blayais).

ANNEXE 3 : SEISMES ET INONDATIONS

Risque sismique[89]



Au Tricastin, le séisme de référence est celui de Châteauneuf-du-Rhône de 1873 qui était de magnitude 4,7 sur l'échelle de Richter. La centrale est donc conçue pour résister à un séisme majoré de sécurité de 5,2, placé juste sous le site pour être le plus pénalisant possible, conformément à la réglementation. Dans son avis du 4 novembre 2010 autorisant la poursuite d'exploitation du réacteur n° 1 du Tricastin, l'ASN juge néanmoins nécessaire des études complémentaires « concernant le génie civil et la tenue au séisme de certains équipements sans toutefois remettre en cause l'aptitude à la poursuite d'exploitation du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin ». Quant aux installations nouvelles d'Areva au Tricastin (George Besse II et Comurhex II), elles sont dimensionnées pour résister à un séisme de 5,5, mais ce n'est pas le cas des installations anciennes encore en exploitation notamment Comurhex I. Sur le Rhône, les centrales du Bugey et de St Alban sont dimensionnées respectivement pour des séismes de magnitudes 6 et 5,5.

Jacques Repussard, directeur général de l'IRSN, déclarait dans son interview publiée par le Journal du Dimanche du 1er janvier 2012 :
*« Depuis 2003, nous mettons en garde sur les risques liés aux séismes, sans être vraiment écoutés. J'espère que nous le serons cette fois. Sinon, ils devront s'en expliquer (*EDF et AREVA*). Il ne faut plus laisser croire que le nucléaire est une technologie parfaite ».*

[89] OPECST, document provisoire sure la sécurité nucléaire (2011).

Risque d'inondation[90]

Centrales et grands barrages

Toutes les centrales proches des fleuves sont concernées par un grand barrage en amont.
On peut citer, en particulier :
- barrage du Vieux Pré : Cattenom ;
- barrages Suisses : Fessenheim ;
- barrage de Vouglans : Bugey, St-Alban, Cruas, Tricastin ;
- barrage Aube : Nogent-sur-Seine ;
- barrages de Villerest et Naussac : Dampierre, Belleville, St Laurent des Eaux, Chinon.

Tricastin

La centrale nucléaire du Tricastin est protégée contre une crue correspondant au débit de dimensionnement de l'aménagement hydraulique du canal de Donzère-Mondragon, canal de dérivation du Rhône. Toutefois, dans le cadre de son avis sur la poursuite d'exploitation du réacteur n° 1, l'ASN prescrit des travaux afin d'assurer une protection adaptée de la centrale nucléaire contre le risque d'inondation en cas de crue millénale majorée, dont le niveau a été réévalué. Ces travaux portent sur l'aménagement hydraulique de Donzère-Mondragon et ont suscité de nombreuses discussions entre son concessionnaire (la Compagnie nationale du Rhône) et EDF. Si une issue semble avoir été récemment trouvée, l'ASN considère néanmoins qu'à ce stade la protection de la centrale nucléaire du Tricastin en cas de crue millénale majorée n'est pas assurée et prescrit la réalisation de cette protection avant le 31 décembre 2014.
Pour la centrale du Tricastin, comme d'ailleurs pour celle du Bugey, le scénario envisagé comme le plus pénalisant est celui d'une rupture du barrage de Vouglans.

[90] Ibidem.