

# LA SURETE DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES

\*

**Bernard LAPONCHE & Yves MARIGNAC – Décembre 2011**

\*

## Table des matières

<b>1. LES MANIFESTATIONS DU RISQUE NUCLEAIRE .....</b>	<b>2</b>
1.1 PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UN REACTEUR NUCLEAIRE .....	2
1.2 ACCIDENT NUCLEAIRE GRAVE ET ACCIDENT NUCLEAIRE MAJEUR .....	3
1.3 UN ACCIDENT NUCLEAIRE MAJEUR EST LOIN D'ETRE IMPROBABLE.....	5
1.4 LES ACCIDENTS DANS LES INSTALLATIONS ET USINES DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE.....	5
1.5 LES DECHETS NUCLEAIRES.....	7
<b>2. TROIS QUESTIONS PARTICULIERES : UTILISATION DU MOX, DUREE DE VIE DES CENTRALES, EPR .....</b>	<b>9</b>
2.1 UNE SITUATION AGGRAVANTE POUR LA SURETE : LE COMBUSTIBLE MOX .....	9
2.2 CENTRALES EXISTANTES ET DUREE DE VIE DE LEURS REACTEURS .....	10
2.3 LE REACTEUR EPR.....	11
<b>3. COMMENTAIRES SUR LES EVALUATIONS COMPLEMENTAIRES DE SURETE POST-FUKUSHIMA EN FRANCE.....</b>	<b>13</b>
3.1 LES LIMITES DE LA DEMARCHE ECS.....	13
3.2 LES PREMIERS ENSEIGNEMENTS DE LA DEMARCHE ECS .....	15
 ANNEXE : CENTRALES NUCLEAIRES EN FRANCE .....	 19

# 1. LES MANIFESTATIONS DU RISQUE NUCLEAIRE

## 1.1 PRINCIPE DE FONCTIONNEMENT D'UN REACTEUR NUCLEAIRE

Le rôle des réacteurs des centrales nucléaires est comparable à celui d'une chaudière classique mais la chaleur, ensuite transformée en partie en électricité, y est produite ici par la fission de noyaux d'uranium (isotope 235) et de plutonium. La fission donne naissance à des "produits de fission", fragments du noyau initial, et à quelques neutrons qui, à leur tour, vont provoquer des fissions dans les noyaux voisins: c'est la réaction en chaîne.

Afin de réaliser la combinaison entre les fissions et la réaction en chaîne, on dispose du combustible sous forme de crayons, de plaques de métal ou d'oxyde d'uranium, naturel ou légèrement enrichi (à plus forte teneur d'uranium 235). Plus les neutrons issus de la fission sont lents, plus ils produisent de fissions. On installe donc, autour des éléments combustibles, un "modérateur", ou ralentisseur de neutrons qui peut être du graphite, de l'eau ordinaire ou encore de l'eau lourde. Enfin, on fait circuler entre les éléments combustibles, dans le cœur du réacteur, un fluide caloporteur afin de récupérer la chaleur produite par les fissions. Chaque filière de réacteurs est caractérisée par une combinaison du combustible, du caloporteur et du modérateur (sauf pour les réacteurs à neutrons rapides qui représentent la filière de réacteurs sans modérateur, dont faisait partie le surgénérateur Superphénix en France). La grande majorité des réacteurs des centrales nucléaires appartiennent à la filière à uranium légèrement enrichi et eau ordinaire (ce fluide étant à la fois modérateur et caloporteur), qui se subdivise elle-même en réacteurs à eau sous pression (dont sont équipées toutes les centrales nucléaires françaises) et réacteurs à eau bouillante (qui équipaient la centrale de Fukushima).

À l'intérieur des éléments combustibles, les fissions produisent de nouveaux noyaux d'éléments plus légers qui, instables, se transforment par des séries de réactions nucléaires émettant des rayonnements très dangereux (rayonnements alpha pour les noyaux d'hélium, bêta pour les électrons et gamma pour les photons). D'autres réactions nucléaires, à partir des noyaux des isotopes de l'uranium, produisent du plutonium dont certains isotopes (239 et 241) sont eux-mêmes fissiles, tandis que l'isotope 238 est un émetteur de rayonnements alpha (qui sont les plus dangereux si le corps émetteur est inhalé ou ingéré). Les combustibles "usés", retirés des réacteurs lorsqu'ils ne fournissent plus suffisamment d'énergie, ne sont pas des cendres inertes, mais des déchets qui dégagent encore de fortes quantités de chaleur et restent radioactifs pendant des siècles, voire des millénaires pour certains composants. Chaque élément radioactif contenu dans les combustibles irradiés est caractérisé par la nature de son rayonnement et sa "demi-vie", temps au terme duquel la moitié de cet élément a disparu (car transformé en un élément stable non radioactif).

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. 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 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, etc.

Un cœur de réacteur 900 MWe utilise chaque année, pour du combustible à l'uranium « standard » (tel que prévu à la conception<sup>1</sup>) l'équivalent de 21,500 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 g d'uranium 235). Les 1 000 kg « consommés » (pour moitié environ uranium 235 et uranium 238) n'ont pas disparu : ils 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 majeures : le combustible déchargé est infiniment 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*<sup>2</sup>. Alors que la radiotoxicité de l'uranium peut être considérée comme faible, celle du plutonium et de certains produits de fission est aigüe : à titre d'exemple, quelques dizaines de microgrammes de poussière de plutonium inhalés sont suffisantes pour provoquer avec quasi-certitude 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 de quelques pourcents (plutonium) jusqu'à 100 % (gaz rares) du cœur a été relâchée. 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 durée de vie.
- 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.

## 1.2 ACCIDENT NUCLEAIRE GRAVE ET ACCIDENT NUCLEAIRE 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

---

<sup>1</sup> 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.

<sup>2</sup> 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 milliards de becquerels), celle de la même quantité de combustible après irradiation se compte en dizaines de EBq (exabecquerels, ou milliards de milliards de becquerels).

barrière totalement étanche. Mais les deux autres barrières sont traversées par de nombreuses portes de sortie: 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 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.

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. C'est ce qui s'est passé à Three Mile Island (États-Unis) en 1979, 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 INES (International Nuclear Event Scale). Cet accident a cependant marqué un coup d'arrêt du nucléaire aux États-Unis.

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. Les possibilités de combinaison de différentes causes sont très nombreuses dans une dynamique d'accident : défaillances matérielles (milliers de systèmes électriques, électroniques et mécaniques) ; défaillances humaines (erreur de conception, incapacité de 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.

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 d'individus que sur l'environnement, et toucher des zones très étendues. À Fukushima, trois réacteurs ont subi un accident majeur, mais il est trop tôt pour faire le bilan des conséquences sur les travailleurs du site et les populations environnantes comme sur l'environnement terrestre et marin. Ici, 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 INES 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. 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. Trois exemples peuvent être aujourd'hui donnés : l'erreur de conception du circuit de refroidissement à l'arrêt des réacteurs du palier N4 (quatre réacteurs de 1 450 MWe des centrales de Civaux et Chooz) constatée en 1998 ; l'inondation de la centrale du Blayais par la tempête de décembre 1999, qui a noyé des pompes et des circuits électriques de secours pendant des heures ; le blocage possible en cas d'accident des vannes des circuits de refroidissement de secours des réacteurs du palier P4 (douze réacteurs de 1 300 MWe des centrales de Belleville, Cattenom, Golfech, Nogent-sur-Seine et Penly) constaté en 2001.

### **1.3 UN ACCIDENT NUCLEAIRE MAJEUR EST LOIN D'ETRE IMPROBABLE**

L'évaluation 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, 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 ?

Le parc mondial actuel de centrales nucléaires compte environ 440 réacteurs en fonctionnement plus 200 réacteurs arrêtés, totalisant un retour d'expérience d'environ 14 000 années.réacteur (un réacteur fonctionnant pendant un an). 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, sur ce parc, quatre réacteurs ont connu un accident majeur (un à Tchernobyl et trois à Fukushima). L'occurrence observée nous indique donc que le nombre d'accidents, quatre, a été environ trois cents fois supérieur ( $4/0,014 = 286$ ) à ce qui était attendu sur la foi du calcul théorique des probabilités.

Cet écart 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 considérés comme impossibles, 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 représente un tiers du parc mondial, et pour le parc français (58 réacteurs) qui en représente 13 %.

### **1.4 LES ACCIDENTS DANS LES INSTALLATIONS ET USINES DU COMBUSTIBLE NUCLEAIRE**

Il n'y a plus en France de mines d'uranium et celui-ci est entièrement importé. La France compte plus de 200 sites ayant fait l'objet d'une activité liée aux mines d'uranium (depuis l'exploration de filon jusqu'à l'exploitation), dont 17 sites de stockage de résidus<sup>3</sup>, tous gérés par AREVA.

AREVA réalise en France l'ensemble des transformations nécessaires à la fabrication des combustibles nucléaires : conversion de l'uranium (Malvési, Pierrelatte), enrichissement de

---

<sup>3</sup> Les résidus issus de l'extraction chimique de l'uranium à partir du minerai concentrent toute la radioactivité de ses "descendants" radioactifs, notamment le radium.

l'uranium (Tricastin), fabrication des combustibles à uranium enrichi (Romans, Pierrelatte). Elle réalise également le retraitement du combustible irradié qui produit du plutonium (La Hague) et la fabrication du combustible MOX (usine Melox à Marcoule).

Ces usines sont généralement conçues selon les mêmes principes que les réacteurs : approche probabiliste pour l'évaluation des situations retenues comme suffisamment réalistes et "défense en profondeur" basée sur des systèmes de secours et de confinement. L'accident nucléaire majeur y est d'une manière générale considéré comme moins probable par l'industrie : les matières présentes sur ces sites ne se trouvent pas dans la configuration d'une réaction en chaîne pouvant échapper à tout contrôle comme c'est le cas dans un réacteur nucléaire.

Toutefois, si l'accident de Tchernobyl a montré la puissance dévastatrice d'un réacteur dont le contrôle est perdu, l'accident de Fukushima a révélé au contraire le potentiel de danger des matières nucléaires en dehors de toute réaction en chaîne : les mécanismes de contrôle ont fonctionné pour mettre les réacteurs à l'arrêt mais leur puissance résiduelle a suffi, alors que les systèmes de refroidissement à l'arrêt étaient perdus, pour entraîner les conséquences que l'on sait. L'accident a également mis en évidence le risque associé, en dehors même du cœur du réacteur, à la présence de combustible irradié dans les piscines de refroidissement.

Les usines de la chaîne du combustible contiennent en général un inventaire de matières radioactives du même ordre de grandeur et même supérieur à celui d'un réacteur. Les usines françaises sont dans l'ensemble dimensionnées pour servir non seulement les 58 réacteurs du parc d'EDF mais un nombre important de réacteurs en Europe et au-delà. Les usines dites de "l'amont", intervenant sur les étapes de préparation du combustible, ne manipulent que de l'uranium. Les usines dites de "l'aval", intervenant sur le combustible irradié, concentrent en plus de l'uranium un inventaire de plutonium et de produits de fission beaucoup plus radioactifs.

De nombreux accidents ou incidents ont mis en évidence au fil des années le risque associé aux usines de l'industrie nucléaire. L'accident de Kyshtym, qui a vu l'explosion d'un réservoir de produits de fission en solution, en 1957 en Union Soviétique, est considéré comme le troisième plus grave de l'histoire du nucléaire après ceux de Tchernobyl et de Fukushima. En France, le feu de graphite dans un silo d'entreposage de déchets à La Hague, en 1981, classé au niveau 3 sur l'échelle INES, est l'un des plus graves événements connus par le parc nucléaire, français.

Après le 11 septembre 2001, les réflexions menées sur le risque de chute d'avion sur les installations françaises ont concentré l'attention sur les piscines d'entreposage du combustible irradié à La Hague. Les quantités concentrées sur ce site, qui n'ont fait qu'augmenter depuis et atteignent aujourd'hui plus de 9 600 tonnes de combustible (l'équivalent de 450 cœurs de réacteurs de 900 MWe), représentent un potentiel de danger énorme : il est suffisant pour qu'en cas de "dénoyage" (perte d'eau) sur une des piscines, qui peut résulter d'un acte de malveillance mais aussi d'une situation accidentelle, l'échauffement puis le feu des gaines de combustible conduisent à un relâchement jusqu'à 6 fois à 60 fois celui de Tchernobyl<sup>4</sup>.

Le risque associé à l'ensemble du complexe industriel nucléaire concerne au-delà des usines les plus importantes toutes les activités jugées secondaires, notamment les activités de recherche et les transports. Certains réacteurs et laboratoires de recherche concentrent un inventaire de matières radioactives suffisant pour qu'un accident grave relâchant une fraction de cet inventaire, sans atteindre l'ampleur d'un accident majeur, ait localement des

---

<sup>4</sup> Estimation, respectivement par l'IRSN et par WISE-Paris, des quantités de césium 137 susceptibles d'être relâchées dans un tel scénario, comparées à l'estimation de la quantité relâchée lors de l'accident de Tchernobyl.

conséquences radiologiques très importantes. Les transports, vulnérables aux accidents comme aux actes de malveillance, peuvent présenter un risque important. L'industrie effectue régulièrement des transports de combustible irradié des réacteurs vers La Hague, ou de plutonium de La Hague vers Marcoule (par chargements de 150 kg de poudre de plutonium), et plus exceptionnellement des transports de déchets vitrifiés, dans le cadre des contrats de retraitement étranger. À titre d'exemple, le convoi de retour de déchets vitrifiés vers l'Allemagne, à l'automne 2010, contenait une radioactivité égale à un quart environ de l'ensemble de la radioactivité relâchée à Tchernobyl<sup>5</sup>.

## 1.5 LES DECHETS NUCLEAIRES

Les combustibles usés (radioactifs) sont entreposés dans les piscines des réacteurs nucléaires ainsi qu'à La Hague. Les autres sites de stockage des déchets sont gérés par l'ANDRA, dont le site fermé du Centre de stockage de la Manche (CSM) et celui de l'Aube (CSA), tous deux dédiés aux déchets faiblement et moyennement radioactifs à vie courte. Le centre de Marcoule abrite également des quantités importantes de déchets bituminés issus du retraitement, en cours de reprise.

Deux modes de traitement sont actuellement en vigueur dans le monde pour la gestion des combustibles irradiés issus des réacteurs nucléaires. La majeure partie des pays entreposent les combustibles irradiés en l'état dans l'attente d'une solution de stockage. Si cette solution est sans doute la plus simple et la moins chère à court et moyen terme, elle n'est évidemment pas satisfaisante pour le long terme. Elle offre cependant l'avantage de ne pas présenter les risques nombreux que présente la solution du retraitement des combustibles.

La solution du retraitement des combustibles irradiés est surtout développée et soutenue par la France<sup>6</sup> avec le double objectif de production de plutonium et de traitement des déchets. Le retraitement lui-même est une opération chimique complexe en milieu très radioactif et l'usine de retraitement est à haut risque en termes d'accidents ou d'agressions potentielles. D'autre part, cette opération émet des rejets gazeux et liquides dangereux pour la santé comme pour l'environnement (pollution de l'Atlantique Nord). De même, les transports de combustibles irradiés comme des déchets radioactifs et du plutonium sont également des opérations à haut risque. Enfin, le retraitement multiplie les déchets radioactifs de natures diverses, à radioactivité faible mais suffisamment dangereuse pour que l'on se pose la question de leur stockage définitif.

Dans la mesure où tous les combustibles irradiés ne sont pas retraités, en particulier les combustibles mixtes uranium - plutonium (MOX), on doit alors prévoir à la fois des stockages pour les combustibles irradiés non retraités et pour les différentes catégories de déchets issus du retraitement.

A la fin du fonctionnement des centrales nucléaires, une nouvelle quantité considérable de matériaux radioactifs sera également à gérer : ce sont tous les déchets produits par le "démantèlement" des centrales nucléaires. En effet, les centrales nucléaires arrêtées restent des sites à risque radioactif qu'il faut démonter, détruire et dont il faut évacuer et stocker les "débris".

Pour ce qui concerne la gestion des déchets radioactifs les plus dangereux (par le niveau de leur radioactivité et, ou par leur durée de vie), la solution officielle proposée en France est l'enfouissement en couches géologiques profondes. Au-delà de la discussion sur la fiabilité

---

<sup>5</sup> Et même dix fois supérieure si l'on ne retient que les éléments radioactifs de durée de vie supérieure à un an.

<sup>6</sup> Le retraitement des combustibles irradiés est également pratiqué à l'échelle industrielle au Royaume-Uni, dans l'usine de Sellafield. La technique du retraitement a été développée initialement pour la production de plutonium à des fins militaires.

technique et de la robustesse à très long terme de cette technique, une telle décision pose un problème éthique majeur : a-t-on le droit d'enfouir ces matières extrêmement dangereuses pendant des millénaires ? Qui nous garantit de l'état de notre pays dans mille ou deux mille ans ? Ne restera-t-il de cette opération dans la mémoire collective que l'idée qu'il y a en ce lieu quelque chose de très précieux qui a été enfoui il y a très longtemps et qu'il faudrait creuser pour le récupérer ?

La solution du retraitement et de l'enfouissement des déchets serait d'autant plus dangereuse qu'elle serait proposée comme une solution "universelle" : allons-nous parsemer la croûte terrestre de ces réserves de poison ?

On entend cependant souvent l'argument suivant : puisque l'énergie nucléaire est utilisée depuis plus d'un demi-siècle, les déchets nucléaires se sont déjà accumulés ; de toute façon, il faudra trouver une solution. Par conséquent, il ne servirait à rien, dans ce domaine, d'arrêter la production d'électricité d'origine nucléaire.

La première allégation est exacte. Il est vrai que la question des déchets a pendant très longtemps été considérée comme secondaire : on trouverait bien une solution...

Mais, justement, on sait maintenant que cette question est cruciale et que l'absence de solution satisfaisante est un argument supplémentaire pour ne pas poursuivre ce développement, surtout s'il avait vocation à s'étendre au cours du temps à de grandes quantités et à un grand nombre de pays sur la planète. Ceux qui n'ont pas encore utilisé cette technique ont la chance de ne pas être confrontés à cette difficulté. Ceux qui, comme la France, ont accumulé les déchets, doivent faire le maximum, en l'absence de solution satisfaisante, pour arrêter l'expansion des déchets et assurer au mieux, dans l'état actuel des connaissances, leur innocuité.

***On doit par conséquent s'orienter, pour les déchets existants, vers des stockages à sec de longue durée en site protégé (en « sub-surface » : stockage à sec accessible et réversible à flanc de colline pour éviter les inondations et sous une épaisseur de roche suffisante pour être à l'abri des agressions extérieures), en espérant que la recherche scientifique permettra un jour la neutralisation de ces déchets. C'est sans doute la moins mauvaise solution, mais il faut bien reconnaître qu'elle reste insuffisante.***

## **2. TROIS QUESTIONS PARTICULIERES : UTILISATION DU MOX, DUREE DE VIE DES CENTRALES, EPR**

En France, 58 réacteurs sont en fonctionnement pour la production d'électricité et équipent 19 sites de production, les centrales nucléaires<sup>7</sup>, exploitées par EdF. Ces réacteurs appartiennent à la filière à eau pressurisée<sup>8</sup> (REP). Vingt réacteurs 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 en fonctionnement et d'uranium appauvri<sup>9</sup>.

### **2.1 UNE SITUATION AGGRAVANTE POUR LA SURETE : LE COMBUSTIBLE MOX**

Un combustible MOX neuf est composé d'environ 7 % à 9 % de plutonium issu du retraitement des combustibles irradiés 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 d'un million de 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 à l'uranium usé. 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.
- 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 amener 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.

---

<sup>7</sup> Voir la liste des réacteurs nucléaires en Annexe.

<sup>8</sup> REP ou PWR (Pressurized water reactor), dont les deux tiers ont été construits sous licence Westinghouse.

<sup>9</sup> 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 réenrichi et utilisé dans un combustible à l'uranium de retraitement, URE.

- La quantité de plutonium est beaucoup plus importante dans un combustible MOX que dans un combustible uranium. 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.

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 en cas d'émissions radioactives comme à Fukushima, des particules de plutonium peuvent être dispersées dans l'environnement. Du combustible MOX avait été chargé récemment dans des réacteurs japonais, dont le réacteur 3 de la centrale de Fukushima Daiichi au Japon. Tandis que le gouvernement japonais annonçait le 7 juin 2011 que les cœurs des trois réacteurs accidentés de cette centrale avaient fondu et que leurs cuves pouvaient être percées, des traces de plutonium ont été détectées pour la première fois sur le sol autour de la centrale.

***L'arrêt de l'utilisation du combustible MOX et de l'extraction du plutonium des combustibles irradiés sont donc des mesures immédiates indispensables afin de réduire les risques d'accident grave.***

## **2.2 CENTRALES EXISTANTES ET DUREE DE VIE DE LEURS REACTEURS**

### **2.2.1 La prise en compte de l'accident grave dans la conception des réacteurs ;**

Source IRSN<sup>10</sup> :

*« 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 les centrales existantes, les accidents graves n'ont pas été considérés lors de leur conception ».*

### **2.2.2 La tenue des cuves des réacteurs**

Source IRSN<sup>11</sup> :

*« L'IRSN en conclut qu'à VD3<sup>12</sup> + 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...Les marges à la rupture sont également insuffisantes à VD3 + 5 pour les cuves de Saint-Laurent B12 et de Bugey 5 qui sont affectées de défauts ».*

### **2.2.3 Les enceintes de confinement**

Sur les réacteurs actuels, deux types d'enceinte de confinement :

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

---

<sup>10</sup> « R & D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée : bilan et perspectives », IRSN et CEA, La Documentation française, Paris, Janvier 2007.

<sup>11</sup> IRSN, Avis DSR/2010-153 du 19 mai 2010.

<sup>12</sup> VD : visite décennale. VD3 + 5 ans signifie 35 ans de durée de fonctionnement du réacteur.

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 1 300 MWe et 1 450 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 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. 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 mentionnées ci-dessus.

***La mise à niveau de la sûreté des réacteurs de 900 MW nécessiterait la construction d'une double paroi.***

#### **2.2.4 Les incidents et accidents précurseurs<sup>13</sup>**

Trois exemples qui illustrent la variété des causes d'accidents possibles.

##### ***a) Rupture dans le circuit primaire***

12 mai 1998, Civaux 1 (INES niveau 2) : alors que l'unité était arrêtée, une rupture due à la fatigue thermique s'est produite sur une conduite de 25 cm de diamètre du circuit primaire, entraînant une fuite importante (30 m<sup>3</sup> par heure). Il a fallu 10 heures pour isoler la fuite. Celle-ci provenait d'une fissure de 18 cm de long au niveau d'une soudure. Le réacteur, l'un des quatre plus modernes des réacteurs français (palier N4, 1459 MW), n'était en fonctionnement que depuis six mois.

##### ***b) Erreurs dans le chargement du combustible***

2 avril 2001, Dampierre 4 (INES niveau 2) : suite à une série d'erreurs humaines et organisationnelles, le schéma correct de rechargement du combustible dans le réacteur n'a pas été respecté. Cette situation aurait pu entraîner un risque de criticité.

##### ***c) Inondation de la centrale du Blayais***

27 décembre 1999, Blayais-2 (INES niveau 2) : les tempêtes inhabituelles de la fin 1999 ont conduit à l'inondation de la centrale du Blayais. Certains équipements importants pour la sûreté ont été inondés, comme les pompes d'injection de sûreté et les systèmes d'aspersion des unités 1 et 2. Le système électrique a été également affecté. Pour la première fois, le niveau national du plan d'urgence (PUI) a été déclenché.

### **2.3 LE REACTEUR EPR**

Le dessin du projet EPR qui s'appuie sur les concepts du réacteur REP du palier N4 français et du réacteur allemand Konvoi, date du milieu des années 1990.

Outre les malfaçons constatées dans la réalisation du chantier de Flamanville sous la responsabilité d'EdF (et sans parler des retards du réacteur en construction en Finlande sous la responsabilité d'AREVA, plusieurs questions se posent sur la sûreté nucléaire de ce palier le plus récent de la filière REP en France, alors que les autorités françaises déclarent que cet EPR atteindrait un niveau de sûreté dix fois supérieur à celui des modèles précédents.

---

<sup>13</sup> Voir Cahier de Global Chance n° 25.

Cette affirmation repose toutefois sur les principes même de l'approche probabiliste et de la défense en profondeur qui ont été mis à mal par la démonstration d'un accident majeur à Fukushima. L'EPR intègre une palette un peu plus complète d'événements extérieurs dans le dimensionnement de sa résistance aux "aléas", mais certaines situations sont toujours exclues car jugées insuffisamment vraisemblables. La réduction de la probabilité d'accident grave et d'accident majeur repose ensuite sur le renforcement des barrières de sûreté et la redondance accrue des systèmes de secours.

De nombreuses questions se posent, avant même d'intégrer le retour d'expérience de Fukushima, sur les choix de conception et la capacité de l'exploitant à en démontrer la sûreté. Par exemple :

2.3.1 Le système de contrôle commande, innovant, a fait l'objet d'une lettre d'interrogations conjointes des trois autorités de sûreté de Finlande, France et Royaume-Uni (2 novembre 2009), sans réponse officielle à ce jour. Les questions posées par ce nouveau système concernent les défauts de sûreté que pourraient entraîner sa complexité et sa redondance.

2.3.2 L'innovation de sûreté considérée comme la plus emblématique est l'ajout sous le cœur du réacteur d'un « cendrier à corium », dispositif supposé garantir qu'en cas de fusion des éléments combustibles du cœur du réacteur, la masse des éléments fondus, le corium, soit maintenu dans l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur, afin d'éviter des fuites radioactives massives hors de la centrale. Mais la pertinence de ce dispositif est contestée par de nombreux experts qui estiment qu'au contraire il pourrait provoquer de violentes explosions de vapeur, susceptibles de détruire l'enceinte de confinement.

2.3.3 Les concepteurs ont prévu la possibilité d'augmenter la quantité d'énergie fournie par tonne de combustible, ce qui pose des problèmes spécifiques de chaleur et d'intégrité du combustible, et même la possibilité d'un fonctionnement à 100 % de combustible MOX (voir ci-dessus).

2.3.4 Enfin, pour ce qui concerne les agressions extérieures, des questions se posent sur la vulnérabilité des diesels de secours en cas d'inondation (très forte marée plus tempête) et, sur le plan de la sécurité vis-à-vis des agressions terroristes potentielles (choc frontal d'un avion gros porteur), la question a été officiellement réglée par le « secret - défense ».

La démonstration de la sûreté de l'EPR en général est d'autant moins acquise pour le cas de l'EPR de Flamanville en particulier, du fait des défaillances, parfois graves, observées dans la construction de ce réacteur. L'influence des défauts observés dans la qualité d'éléments aussi importants que les soudures ou les bétons sur la sûreté prévue sur papier devra être rigoureusement analysée ; les défauts observés et ceux qui risquent fortement d'être passés inaperçus auront par ailleurs des répercussions sur le fonctionnement du réacteur, et potentiellement sur sa sûreté.

À la lumière de Fukushima, l'EPR peut être regardé non pas comme le réacteur le plus sûr mais comme le plus dangereux du monde. Si l'on raisonne en termes de risque, il intègre effectivement de nouveaux dispositifs censés – sous les réserves ci-dessus – réduire le risque d'accident. Mais c'est tout le contraire en termes de danger : avec un cœur plus gros que tous les réacteurs actuels, atteignant 1 650 MWe soit le double des réacteurs accidentés à Fukushima, un objectif d'augmentation du "taux de combustion" conduisant à une puissance thermique résiduelle augmentée de 30 % environ par rapport au combustible actuel, et le projet de fonctionner avec un cœur jusqu'à 100 % MOX augmentant d'un facteur 5 ou 6 le taux de plutonium dans le cœur par rapport aux réacteurs actuels, l'EPR présente un potentiel de danger considérablement augmenté.

### 3. COMMENTAIRES SUR LES EVALUATIONS COMPLEMENTAIRES DE SURETE POST-FUKUSHIMA EN FRANCE

La catastrophe de Fukushima a définitivement démontré qu'un scénario d'accident jugé jusque là trop improbable pour être possible pouvait se réaliser. Le dispositif de sûreté nucléaire, dans son ensemble, a donc connu une défaillance majeure dont il faut dès lors identifier la nature en examinant tous les éléments qui concourent à la sûreté, des principes généraux de doctrine à leur application dans la conception puis dans la conduite et dans le contrôle des installations – le champ à couvrir est considérable. Il apparaît au moins clairement, avant toute autre conclusion, que même si des particularismes japonais ont pu jouer la catastrophe trouve son origine dans des facteurs plus génériques. Dès lors, c'est bien l'ensemble des installations nucléaires dans le monde dont la sûreté doit être réévaluée à la lumière des leçons de Fukushima.

En France, cette tâche d'audit de la sûreté des installations nucléaires sur le territoire national a été confiée par le Premier ministre, dans un courrier du 23 mars 2011, à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). Celle-ci a dès lors produit un cahier des charges, essentiellement transposé de celui auquel elle avait fortement contribué au sein du *European Nuclear Safety Regulators Group* (ENSREG) pour la démarche de “stress tests” menée au niveau de l'Union Européenne. Après avis notamment du Haut comité à la transparence et à l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN), l'ASN a demandé le 5 mai 2011 aux exploitants, sur la base du cahier des charges modifié, d'engager des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) de leurs installations.

Le processus des ECS s'est déroulé en plusieurs étapes. Les exploitants ont remis en juin les notes présentant la méthodologie qu'ils avaient retenue qu'après avis, notamment de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), l'ASN a approuvée, moyennant quelques demandes complémentaires. Moins de trois mois après, le 15 septembre 2011, les rapports des exploitants ont été remis à l'ASN<sup>14</sup>. L'IRSN a remis son rapport aux Groupes permanents d'experts pour les réacteurs et pour les usines, réunis les 8, 9 et 10 novembre 2011<sup>15</sup>. Après examen des rapports ECS des exploitants, du rapport de l'IRSN et des avis des deux groupes permanents, l'ASN doit remettre ses décisions au début du mois de janvier 2012.

Pour la première fois, les rapports des exploitants et le rapport de l'IRSN ont été rendus publics dès leur remise à l'ASN, sans attendre les conclusions de cette dernière. Cette avancée dans le registre de la “transparence” doit être soulignée mais elle montre également l'écart à combler entre l'application du principe d'accès à l'information et celui d'une participation effective. La concertation est, à ce stade, restée limitée à quelques échanges avec le HCTISN, et aucun processus d'expertise pluraliste n'a été engagé malgré des demandes répétées dans ce sens. Au contraire, le processus des ECS reste inscrit dans une logique fermée et étroite d'auto-évaluation par les acteurs habituels de la sûreté nucléaire.

#### 3.1 LES LIMITES DE LA DEMARCHE ECS

Il faut souligner, avant de commenter les résultats de ces évaluations, les limites auxquelles est soumis l'exercice même des ECS. Ces limites sont d'abord temporelles : comme l'ASN elle-même le souligne, *“le processus, qui consiste en un retour d'expérience approfondi (...), s'étalera sur plusieurs années, comme ce fut le cas après les accidents de Three Mile Island et*

---

<sup>14</sup> Il s'agit plus précisément des rapports concernant les 80 installations nucléaires de base qui ont été jugées prioritaires, dont les 58 réacteurs exploités par EDF et les principales usines de la chaîne du combustible. Les rapports concernant les autres installations devront être remis au plus tard le 15 septembre 2012.

<sup>15</sup> IRSN, *Evaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima : comportement des installations nucléaires françaises en cas de situations extrêmes et pertinence des propositions d'améliorations*, rapport n°679, 2 tomes, novembre 2011.

*de Tchernobyl*". Les ECS ne constituent dans cette perspective, qu'une étape préliminaire et non conclusive. En particulier, les démarches proposées par les exploitants se sont essentiellement, dans les délais impartis, basées sur des études existantes. Aussi, cette première étape débouche en de nombreux points sur la nécessité de véritables études complémentaires.

La démarche est ensuite et surtout limitée dans son cahier des charges. La catastrophe de Fukushima, comme le montre la réévaluation nécessaire de la probabilité de l'accident majeur, entraîne une remise en question très profonde de la doctrine de sûreté. Elle a mis à mal plusieurs principes essentiels de cette doctrine sur lesquels s'appuie l'évaluation de la sûreté en France, notamment :

- L'approche probabiliste, au sens de la possibilité de discriminer a priori, par l'expertise, entre des situations jugées suffisamment probables pour être prises en compte et celles qui sont jugées suffisamment improbables pour être écartées de l'analyse, conduisant à une situation "hors-dimensionnement" mais bien réelle à Fukushima.
- La défense en profondeur, c'est-à-dire l'idée que la protection est atteinte par la multiplication des dispositifs (redondance et duplication des systèmes de secours emboîtement et renforcement des barrières de confinement successives), alors que tous ont cédé les uns après les autres dans le cas de Fukushima.
- L'absence de mode commun, c'est-à-dire l'idée qu'un événement ne peut pas affecter simultanément l'ensemble des éléments séparés du site, alors que c'est bien l'ensemble des moyens d'alimentation électrique et de refroidissement de toutes les installations du site qui ont été perdus à Fukushima.

Le cahier des charges des ECS prévoit en particulier d'étudier deux aspects du retour d'expérience de Fukushima : d'une part, la robustesse des installations aux aléas naturels, en particulier séisme et inondation, d'une ampleur supérieure à celle prise en compte pour le dimensionnement des installations, d'autre part la tenue et la sauvegarde des installations en cas de perte totale de source de refroidissement ou d'alimentation électrique.

Cette démarche va dans la bonne direction mais elle reste insuffisante en regard des enjeux de protection des populations vis-à-vis du potentiel de danger que constituent les installations nucléaires.

Tout d'abord, la démarche reste fondée sur une logique de détermination des situations problématiques et de défense en profondeur pour en empêcher la réalisation, et si cela échoue en limiter les conséquences, sans regard pour ce potentiel de danger qui est pourtant à l'origine de la question de sûreté. L'inventaire qualitatif et quantitatif des matières est un facteur déterminant pour la gravité des accidents (dans leur déroulement comme dans leurs conséquences) sur lequel des choix peuvent s'exercer dans la conception et la conduite des installations. Aucune réflexion n'est engagée sur ce point dans le cahier des charges des ECS.

Du point de vue des causes et du déroulement possible d'un accident nucléaire, l'analyse des événements initiateurs ne peut se restreindre aux seuls phénomènes naturels extrêmes. Les risques d'origine humaine doivent également être pris en compte. Les modalités de défaillance associées à ces risques peuvent être très différentes et conduire à des états dégradés des installations significativement distincts des situations de séisme ou d'inondation. En ce sens, le cahier des charges des ECS, même s'il inclut des situations très pénalisantes, ne peut pas être considéré comme "enveloppe" de l'ensemble des situations pouvant conduire à un accident majeur. Ainsi, la démarche des ECS devra impérativement être complétée par une analyse d'autres situations dans le registre accidentel mais aussi dans le registre des actions délibérées. Dans la mesure où les dispositions de sûreté (liées à des causes accidentelles) sont

dans l'état actuel considérées comme enveloppes ou au moins comme participant à la protection dans le domaine de la sécurité (vis-à-vis des actes de malveillance), une extension de la démarche des ECS au domaine de la sécurité est incontournable.

Enfin, du point de vue des conséquences de l'accident et de leur gestion, la démarche et le cahier des charges des ECS restent insuffisants. D'une part, l'analyse reste fondée sur le volet technique et notamment sur les moyens de préserver les "systèmes, structures et composants" (SSC), au détriment d'une analyse de la robustesse du point de vue de la disponibilité, de la compétence et de la capacité de réaction en situation de crise des personnels nécessairement impliqués dans la conduite d'une situation accidentelle. D'autre part, l'évaluation des moyens d'urgence mobilisables reste par construction de l'exercice (rapport de l'exploitant dans son champ de responsabilité) centrée sur les seuls moyens de l'exploitant, indépendamment de toute discussion sur les moyens de secours à mobiliser par la puissance publique ni sur l'adéquation des dispositions des Plans particuliers d'intervention (PPI).

Au final, les ECS ne constituent qu'une première étape dans la réévaluation de la sûreté des installations nucléaires vis-à-vis des situations de séisme, d'inondation et de perte d'alimentation électrique ou de refroidissement, qui elle-même ne constitue qu'une partie de la réévaluation plus globale de la protection des populations vis-à-vis des installations nucléaires, prenant en compte leur potentiel de danger, les autres causes et situations possibles dans le domaine de la sûreté et de la sécurité, et la gestion des conséquences de l'accident hors du site.

### **3.2 LES PREMIERS ENSEIGNEMENTS DE LA DEMARCHE ECS**

Pour autant, la démarche menée par les exploitants et analysée par l'IRSN apporte déjà un certain nombre d'enseignements alarmants. En surface, les rapports se veulent plutôt rassurants. Ainsi, les exploitants concluent dans l'ensemble, à l'issue de leurs évaluations complémentaires, que les marges dont ils disposent et les moyens supplémentaires qu'ils proposent de mobiliser sont en général suffisants pour garantir la sûreté des installations. L'IRSN conclut que les démonstrations et propositions d'améliorations apportées par les exploitants sont "globalement satisfaisantes", et n'identifie aucune situation qui nécessiterait une intervention urgente pour fermer ou rendre conforme une installation.

Cette tournure positive cache des interrogations plus profondes. Tout d'abord, l'ensemble des conclusions doit être interprété avec énormément de prudence compte tenu du caractère sommaire des évaluations réalisées. Les études nécessaires à une investigation exhaustive des questions posées ne pouvaient être réalistement conduites dans les délais impartis. Aussi, à défaut d'études complètes, les exploitants ont eu recours à divers raccourcis méthodologiques. Dans beaucoup de cas, ils s'en remettent pour étayer une conclusion au seul "jugement d'ingénieur" dont on peut penser qu'il émane souvent des responsables même des dispositions de sûreté actuelles.

EDF, par exemple, a choisi de réévaluer forfaitairement le risque sismique ou d'inondation sur chaque site, considérant la marge supplémentaire comme enveloppe d'une véritable démarche de réévaluation. De même, la robustesse est évaluée de façon globale sur l'ensemble d'une installation à partir d'une analyse sur ses éléments les plus sensibles qui sont donc les mieux dimensionnés, sans étudier la vulnérabilité des éléments les plus faibles et ses conséquences possibles sur la robustesse d'ensemble. Areva s'est parfois contenté vis-à-vis de l'inondation de justifier des marges significatives dans la construction vis-à-vis des aléas de dimensionnement sans véritablement réévaluer celui-ci.

Aussi, l'IRSN souligne que "*des éléments ou des démonstrations qui ont été jugés recevables ou acceptables à ce stade pourront nécessiter des analyses ultérieures plus approfondies*". En d'autres termes, l'IRSN partage dans une large mesure la confiance des exploitants mais sur le fond, les conclusions actuelles ne sont que provisoires et doivent être assorties de fortes réserves.

Un autre problème fondamental des démonstrations apportées concerne la question de la "conformité". Ainsi que l'écrit justement l'IRSN, "la maîtrise de la conformité des installations aux exigences de sûreté qui leur sont applicables est une condition *sine qua non* de leur sûreté". La question de l'écart entre l'état réel d'une installation et son référentiel est une question récurrente dans la sûreté nucléaire qui se pose indépendamment du retour d'expérience de Fukushima mais qui doit être considérée sérieusement dans ce cadre.

La démarche de sûreté repose en général sur une démarche continue, renforcée lors des phases de réexamen de sûreté, d'analyse des écarts de conformité. Les écarts identifiés et jugés suffisamment significatifs sont répertoriés comme non conformité ; à l'inverse les écarts de moindre importance, liés au vieillissement par exemple, qui dégradent la robustesse tout en restant dans les marges prévues par le référentiel de sûreté, ne sont pas répertoriés comme tels. Aussi, pour la suite de la démonstration de sûreté, dans les procédures classiques comme dans le cadre de l'ECS, l'ensemble de l'installation hors écarts de conformité répertoriés est supposé conforme à l'état de référence. Par ailleurs, le retour d'expérience sur le parc nucléaire français et international démontre que les écarts ne sont pas toujours identifiés très tôt dans les processus de contrôle. Il est donc prudent de supposer qu'à tout moment, dans une installation, des non conformités significatives mais non détectées existent.

Ainsi, bien que l'IRSN juge satisfaisante l'analyse des écarts de conformité présentée par les exploitants, la démonstration de sûreté menée dans le cadre des ECS ne prend pas suffisamment en compte deux aspects inhérents au vieillissement des installations. D'une part, l'accumulation à travers l'ensemble du vieillissement d'une dégradation globale de la robustesse des équipements et, d'autre part, l'incertitude liée à un écart quasi certain mais inconnu entre l'état supposé connu et l'état réel.

À l'intérieur de ces limites, avec toutes les réserves liées aux développements qu'elles appellent, les conclusions de l'IRSN soulèvent plusieurs questions importantes, par exemple :

- Si l'IRSN juge les écarts de conformité bien identifiés, il souligne la nécessité d'accélérer les actions correctives là où ces écarts ont un poids significatif sur la sûreté ...
- L'IRSN pointe également des situations où la robustesse des installations repose sur des actions de renforcement liées à la mise en conformité avec une évaluation prévue du référentiel. Ainsi la robustesse des réacteurs vis-à-vis du risque d'explosion d'hydrogène induite par une situation accidentelle est prévue dans le cadre des déploiements de nouveaux référentiels en cours lors des visites décennales, mais elle n'est donc pas assurée aujourd'hui.
- L'IRSN pointe par ailleurs la nécessité d'approfondir l'ensemble de la démarche de réévaluation du risque sismique. Outre les études détaillées à fournir par les exploitants à l'appui de leurs conclusions, l'évolution des connaissances sur le risque appelle à une réévaluation des données historiques, à la révision combinée des évaluations probabiliste et déterministe de l'aléa maximal et à une meilleure prise en compte des incertitudes à travers la diversité des avis d'experts. Les résultats actuels des ECS sur le risque sismique comme sur le niveau de robustesse réel des installations restent donc largement provisoires.

- La méthode d'évaluation commune est plus solide pour le risque d'inondation, mais l'IRSN constate que son application site par site doit être approfondie. En particulier, la question de la durée des pluies, en particulier lorsqu'elles coïncident avec une inondation, et la question de la durée des écoulements doivent dans certains cas être précisés .
- Dans le domaine des risques d'agression externe, l'IRSN souligne la nécessité d'intégrer les effets induits par la présence d'installations industrielles ou de voies de communication dans l'environnement des installations nucléaires : même dans le cadre étroit du cahier des charges des ECS qui n'intègre pas ces événements comme initiateurs de l'accident, les causes prises en compte comme l'inondation ou le séisme peuvent engendrer des dégradations de ces éléments de proximité qui peuvent être une cause secondaire et aggravante dans un scénario d'accident sur l'installation nucléaire.
- Par ailleurs, l'IRSN relève que les exploitants n'ont pas suffisamment – voire pas du tout dans le cas d'EDF – pris en considération le risque d'incendie ou d'explosion comme conséquence secondaire sur le site nucléaire, en particulier dans le cas d'un séisme.
- Concernant les situations de perte de source de refroidissement et/ou d'alimentation électrique, les évaluations confirment qu'un début de fusion du cœur est possible sur les réacteurs d'EDF dans un délai de quelques jours voire, dans les situations les plus pénalisantes, de quelques heures - en d'autres termes, les dispositions actuelles ne permettent pas dans ces conditions d'éviter le scénario du pire. L'IRSN estime à ce sujet que les dispositions complémentaires proposées par EDF devront faire l'objet d'un échange "afin de s'assurer que celles-ci apporteront bien la robustesse attendue dans les délais adaptés aux enjeux de sûreté" ;
- Pour le cas particulier des piscines de refroidissement du combustible dans les réacteurs, y compris de l'EPR, la démonstration d'EDF sur la capacité à apporter de l'extérieur l'appoint en eau nécessaire au refroidissement ne prend pas en compte le risque d'une fuite importante consécutive à l'agression externe. Ainsi l'IRSN affirme que "sur les réacteurs en exploitation et en cours de construction, la limitation des conséquences d'un accident grave en piscine serait très difficile".

Ainsi, les conclusions des ECS, bien que provisoires et soumises à de nombreuses incertitudes susceptibles de les aggraver, confirment que l'accident majeur est possible sur les installations nucléaires en France. L'IRSN ajoute à ces conclusions un constat aggravant : lorsqu'on considère le niveau d'aléa (agression externe, par exemple séisme ou inondation) auquel les différents éléments de SSC des installations sont dimensionnés, il s'avère que les SSC de fonctionnement, de détection d'anomalie et de sauvegarde (rétablissement du fonctionnement normal en cas d'anomalie) sont dimensionnés à un niveau d'aléa supérieur à celui des SSC de gestion de l'accident grave et de crise. En termes plus concrets, les locaux de repli et de gestion de crise en cas d'accident ne sont pas dimensionnés pour résister au séisme.

L'IRSN apporte au terme de ce constat global une réponse théorique basée sur la notion de "noyau dur". Il s'agit *"d'identifier un « noyau dur » de structures, systèmes et composants (SSC) dont la disponibilité, dans tous les scénarios envisagés, permet d'assurer la maîtrise des trois fonctions essentielles de sûreté : la maîtrise de la réaction nucléaire, l'évacuation de la chaleur produite par cette réaction et le confinement des matières radioactives"*.

Cette proposition constitue une avancée possible, dont l'application dans la conception d'installations totalement nouvelles peut s'imaginer mais dont la mise en œuvre dans des installations existantes ou en construction doit être attentivement examinée, dans la mesure où elles n'ont absolument pas été développées dans cette perspective. D'une part, cette approche

reste inscrite dans une logique de défense en profondeur vis-à-vis de scénarios sélectionnés comme plausibles, alors même que ces principes fondamentaux sont à réformer après Fukushima ; en corollaire, cette approche ne traite pas la question à la source de la réduction du potentiel de danger. D'autre part, si ce principe devait être retenu, la démonstration de la robustesse de ce "noyau dur" dans toutes les situations, tenant compte de l'ensemble des écarts de conformité et du vieillissement, des combinaisons d'événements et des interactions avec les dispositifs existants est un projet extrêmement complexe et incertain.

## ANNEXE : CENTRALES NUCLEAIRES EN FRANCE

	Puissance nette	Connexion au réseau		Puissance nette	Connexion au réseau	Production
	MW	Année		MW	Année	TWh
Belleville 1	1310	1987	Fessenheim 1	880	1977	5,712
Belleville 2	1310	1988	Fessenheim 2	880	1977	5,712
Blayais 1	910	1981	Bugey2	910	1978	5,906
Blayais 2	910	1982	Bugey3	910	1978	5,906
Blayais 3	910	1983	Bugey 4	880	1979	5,712
Blayais 4	910	1983	Bugey 5	880	1979	5,712
Bugey2	910	1978	Dampierre 1	890	1980	5,776
Bugey3	910	1978	Dampierre 2	890	1980	5,776
Bugey 4	880	1979	Gravelines 1	910	1980	5,906
Bugey 5	880	1979	Gravelines 2	910	1980	5,906
Cattenom 1	1300	1986	Gravelines 3	910	1980	5,906
Cattenom 2	1300	1987	Tricastin 1	915	1980	5,939
Cattenom 3	1300	1990	Tricastin 2	915	1980	5,939
Cattenom 4	1300	1991	Blayais 1	910	1981	5,906
Chinon B1	905	1982	Dampierre 3	890	1981	5,776
Chinon B2	905	1983	Dampierre 4	890	1981	5,776
Chinon B3	905	1986	Gravelines 4	910	1981	5,906
Chinon B4	905	1987	St Laurent B1	915	1981	5,939
Chooz B1	1500	1996	St Laurent B2	915	1981	5,939
Chooz B2	1500	1997	Tricastin 3	915	1981	5,939
Civaux 1	1495	1997	Tricastin 4	915	1981	5,939
Civaux 2	1495	1999	Blayais 2	910	1982	5,906
Cruas 1	915	1983	Chinon B1	905	1982	5,874
Cruas 2	915	1984	Blayais 3	910	1983	5,906
Cruas 3	915	1984	Blayais 4	910	1983	5,906
Cruas 4	915	1984	Chinon B2	905	1983	5,874
Dampierre 1	890	1980	Cruas 1	915	1983	5,939
Dampierre 2	890	1980	Cruas 2	915	1984	5,939
Dampierre 3	890	1981	Cruas 3	915	1984	5,939
Dampierre 4	890	1981	Cruas 4	915	1984	5,939
Fessenheim 1	880	1977	Gravelines 5	910	1984	5,906
Fessenheim 2	880	1977	Paluel 1	1330	1984	8,632
Flamanville 1	1330	1985	Paluel 2	1330	1984	8,632
Flamanville 2	1330	1986	Flamanville 1	1330	1985	8,632
Golfech 1	1310	1990	Gravelines 6	910	1985	5,906
Golfech 2	1310	1993	Paluel 3	1330	1985	8,632
Gravelines 1	910	1980	St Alban 1	1335	1985	8,665
Gravelines 2	910	1980	Cattenom 1	1300	1986	8,437
Gravelines 3	910	1980	Chinon B3	905	1986	5,874
Gravelines 4	910	1981	Flamanville 2	1330	1986	8,632
Gravelines 5	910	1984	Paluel 4	1330	1986	8,632
Gravelines 6	910	1985	St Alban 2	1335	1986	8,665
Nogent 1	1310	1987	Belleville 1	1310	1987	8,502
Nogent 2	1310	1988	Cattenom 2	1300	1987	8,437
Paluel 1	1330	1984	Chinon B4	905	1987	5,874
Paluel 2	1330	1984	Nogent 1	1310	1987	8,502
Paluel 3	1330	1985	Belleville 2	1310	1988	8,502
Paluel 4	1330	1986	Nogent 2	1310	1988	8,502
Penly 1	1330	1990	Cattenom 3	1300	1990	8,437
Penly 2	1330	1992	Golfech 1	1310	1990	8,502
St Alban 1	1335	1985	Penly 1	1330	1990	8,632
St Alban 2	1335	1986	Cattenom 4	1300	1991	8,437
St Laurent B1	915	1981	Penly 2	1330	1992	8,632
St Laurent B2	915	1981	Golfech 2	1310	1993	8,502
Tricastin 1	915	1980	Chooz B1	1500	1996	9,736
Tricastin 2	915	1980	Chooz B2	1500	1997	9,736
Tricastin 3	915	1981	Civaux 1	1495	1997	9,703
Tricastin 4	915	1981	Civaux 2	1495	1999	9,703
58 réacteurs	63 130 MW		Production brute 2009			409,7

La production annuelle de chaque réacteur indiquée dans ce tableau est simplement calculée à partir de la production totale et proportionnellement à la puissance de chaque réacteur.