

La sûreté nucléaire en question

Les risques liés à la production d'électricité d'origine nucléaire en France

La problématique des risques

Le débat sur les risques qu'implique l'utilisation de l'énergie nucléaire pour la production d'électricité doit se situer dans le champ de cette activité industrielle qui se déploie à très grande échelle et dont on peut penser qu'elle doit être relativement simple et sans dangers majeurs pour être facilement généralisable.

Il s'agit ensuite d'analyser ces risques dans la situation industrielle particulière de l'électronucléaire dont les techniques ont été héritées du développement des armes nucléaires, qu'il s'agisse des centrales à eau ordinaire sous pression (moteurs des sous-marins atomiques), de l'utilisation de l'uranium enrichi (usine de séparation de l'uranium 235) et des usines de retraitement (développées pour la production du plutonium nécessaire aux bombes nucléaires). Ces techniques nécessaires aux armes nucléaires n'ont pas été développées avec comme souci majeur la sûreté des installations ni la gestion des déchets.

Enfin, il faut prendre en compte les risques de certains choix technologiques, le retraitement des combustibles irradiés, l'extraction et l'utilisation du plutonium (combustible MOX), qui sont particuliers à un petit nombre de pays, notamment la France, et demandent un examen particulier.

Le système électronucléaire français présente trois principaux types de risques, de natures différentes :

- le risque d'accident majeur dans une centrale nucléaire ou une usine du combustible nucléaire (usine de retraitement ou de fabrication de combustibles au plutonium) ;
- les risques, notamment à très long terme, liés aux déchets radioactifs ;
- les risques de prolifération de l'arme nucléaire liés au développement des techniques électronucléaires (enrichissement de l'uranium, extraction et utilisation du plutonium).

Ce sont les trois grands domaines où des questions techniques, éthiques et politiques (la décision démocratique) se posent.

Le risque d'accident grave et la gestion des déchets concernent directement la sûreté nucléaire¹.

L'accident grave

Le problème central en ce qui concerne les accidents est celui de la perception et de l'acceptation ou non du risque d'un accident majeur dont la probabilité est très faible mais dont les conséquences sont extrêmement graves.

Les promoteurs du nucléaire ne nient pas la possibilité théorique d'un accident majeur, mais ils s'appuient sur le fait qu'il n'y a pas eu d'accident grave en France pour essayer de convaincre qu'il n'y en aura jamais parce que « toutes les précautions sont prises ».

¹ - Dans une analyse complète de la sécurité du système français de production d'électricité, il faut également tenir compte de la vulnérabilité industrielle que présente un système reposant à 80 % sur une seule technique (centrales nucléaires à uranium enrichi et eau ordinaire sous pression) qui peut être l'objet de « pannes de mode commun » sans gravité pour les personnes ou l'environnement mais conduisant à l'arrêt de tout ou partie du parc nucléaire.

Mais, justement, la probabilité d'un accident majeur n'est pas nulle : cet accident est possible du fait de la nature même des réacteurs nucléaires et des usines du combustible.

Dans une centrale nucléaire à eau sous pression, l'accident majeur résulterait de la perte de refroidissement entraînant une fusion partielle ou totale du « cœur » (ensemble des éléments combustibles) du réacteur nucléaire. 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.

Les causes de rupture ou de défaillance des systèmes de refroidissement que l'on peut imaginer peuvent résulter d'un sabotage, d'un séisme exceptionnel, de perturbations météorologiques extrêmes (inondations, ouragans), de missiles externes non prévus (chute d'un gros avion par exemple), d'une accumulation d'erreurs humaines graves dans la conception, la construction ou l'exploitation de l'installation. On peut imaginer beaucoup de scénarios d'un tel accident, chacun ayant une probabilité très faible qui peut varier fortement au cours de l'Histoire : la prise en compte du risque de guerre ou d'attentat augmente considérablement les probabilités d'occurrence.

Or, on sait maintenant que, depuis l'accident de Tchernobyl, un accident majeur de ce type dans une centrale nucléaire peut avoir des conséquences dramatiques, aussi bien sur la santé de centaines de milliers d'individus que sur l'environnement de régions très étendues.

Les conséquences de Tchernobyl s'étendent dans l'espace, en particulier dans les territoires contaminés d'Ukraine et surtout de Biélorussie dont on parle peu, et dans le temps, pour les centaines de milliers de « liquidateurs » qui ont été irradiés, comme pour les populations vivant dans des zones touchées par le nuage radioactif (voir Gros plan « Les conséquences de Tchernobyl » p 20).

A Three Mile Island, aux États-Unis, on s'est trouvé à la limite de la catastrophe. La bulle d'hydrogène pouvait bien exploser et le gouvernement a eu raison d'évacuer la population. On comptait donc jusqu'au 11 mars dernier deux accidents majeurs dans des réacteurs de production d'électricité, dont l'un, heureusement sans conséquences autres qu'économiques et industrielles.

Au moment où nous parlons, nous savons qu'à Fukushima se sont produits des accidents majeurs sur au moins trois réacteurs, mais il est encore beaucoup trop tôt pour en faire le compte exact, et encore plus pour dresser un bilan des conséquences sur la santé des populations, l'environnement terrestre et marin.

Il y a eu suffisamment de défaillances inquiétantes en France même, depuis le démarrage de Fessenheim en 1978, pour que l'on puisse parfaitement imaginer l'occurrence d'un accident grave. Trois exemples récents : l'erreur de conception du circuit de refroidissement à l'arrêt des réacteurs du palier N4 (1998), l'inondation de la centrale du Blayais par la tempête (1999) et le blocage possible en cas d'accident des vannes des circuits de refroidissement de secours des réacteurs du palier P4 (2001).

Si le risque d'accident est à peu près le même pour chaque centrale, il est évident que les conséquences peuvent être plus ou moins graves en fonction de sa localisation. L'exemple même de ce qu'il n'aurait pas fallu construire est la centrale de Nogent-sur-Seine à une centaine de km du centre de Paris (contre 250 entre Fukushima et Tokyo). Imaginons ce que serait la situation si un accident s'y produisait, même s'il s'avérait finalement être maîtrisé (ou qu'il n'aille pas « jusqu'au bout », comme cela s'est produit à Three Mile Island) et qu'il soit nécessaire de décider l'évacuation de la région parisienne (ce qui a été fait, à juste titre, à Three Mile Island).

Enfin, n'oublions pas que, en fonctionnement normal (notamment en périodes de révision et de rechargement) comme en cas d'accident, ce sont les travailleurs du nucléaire qui sont en première ligne (voir Gros Plan n° 1).

Le retraitement des combustibles irradiés et les déchets radioactifs

La technique du retraitement a été mise au point à des fins militaires : produire du plutonium pour l'arme nucléaire. Par la suite, la production de plutonium s'est poursuivie et amplifiée à des fins industrielles pour alimenter la filière des « surgénérateurs » à combustible au plutonium. La décision d'arrêt de l'exploitation de Superphénix en France en 1998 a consacré l'échec de cette filière, déjà abandonnée au Royaume-Uni, aux États-Unis et en Allemagne. La stratégie des surgénérateurs a été un échec économique, mais elle présentait une certaine logique, au moins sur le papier (il ne faut oublier ni les difficultés techniques ni les risques particuliers de ce type de réacteurs).

Par contre, la « sous stratégie » consistant à utiliser le plutonium extrait des combustibles irradiés pour le mélanger à l'uranium sous la forme de combustible MOX (mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium) pour les centrales actuelles à eau ordinaire ne présente ni logique, ni intérêt économique, ni intérêt environnemental.

La question des déchets n'est pas simplifiée par le retraitement et l'utilisation du MOX. L'opération ne permet en effet de réduire que de 20 % (dans le cas « optimal ») la quantité de plutonium dans les déchets de haute activité de type C, mais entraîne une accumulation importante de déchets de moyenne activité, de type B ainsi qu'une augmentation de corps lourds radiotoxiques à vie longue (américium et curium). De plus les combustibles MOX irradiés doivent être stockés (leur retraitement ne présente pas d'intérêt) et leur temps de refroidissement est de 150 ans contre 50 ans pour les combustibles UO_2 classiques.

Au bout du compte, on garde sur les bras, dans les combustibles MOX irradiés, la plus grande partie du plutonium et l'étude Charpin Dessus Pellat évaluait à près de 150 millions d'euros le coût de la tonne de plutonium évitée par l'opération « retraitement + MOX ».

Le retraitement coûte cher à EDF et ne résout pas ses problèmes de déchets puisqu'elle devra de toute façon assurer le stockage de combustibles irradiés non retraités, classiques ou MOX.

Les pays étrangers qui avaient vu dans le retraitement à La Hague (ou à Sellafield en Grande-Bretagne) des combustibles irradiés produits dans leurs centrales nucléaires le moyen de s'en débarrasser ne s'y sont pas trompés : successivement l'Allemagne et la Belgique ont décidé d'abandonner cette opération coûteuse et de stocker directement leurs combustibles irradiés (ce que font déjà le Canada, les États-Unis, la Suède, etc.). Il reste comme client étranger le Japon, dont rien n'assure qu'il persistera dans cette voie (et qui construit sa propre usine de retraitement).

Le retraitement de combustibles irradiés venant de pays différents et l'utilisation du plutonium posent en outre des problèmes complexes de transports internationaux de combustibles nucléaires contenant du plutonium et de déchets radioactifs potentiellement dangereux, opérations extrêmement contestées et qui accroissent les risques de détournement de plutonium, matériau de base de l'arme nucléaire.

En ce qui concerne les déchets, aucune solution satisfaisante n'existe aujourd'hui ni en France ni au niveau mondial qui puisse assurer dans des conditions satisfaisantes la sûreté des stockages à long et très long terme des déchets ultimes de cette industrie.

Les centrales nucléaires en France

Les dix-neuf centrales et leurs réacteurs nucléaires

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

Nombre de centrales : 19.

Nombre de réacteurs (1 tranche nucléaire par réacteur) : 58

Puissance installée nette : 63 130 MWe

Les différences de caractéristiques des « paliers » des réacteurs du point de vue de la sûreté nucléaire : les enceintes de confinement

La stratégie de sûreté développée en France, a été basée sur la notion de « barrière » : elle consiste à interposer entre les produits radioactifs et l'environnement une série de barrières physiques résistantes, étanches, protégées et refroidies autant que nécessaire.

En ce qui concerne le cœur du réacteur, le combustible, qui retient la majeure partie des produits radioactifs au sein de la matrice solide dans laquelle se produisent les fissions, est enfermé dans une gaine métallique étanche : c'est la première barrière. Une deuxième barrière est constituée par l'enveloppe métallique du circuit de refroidissement primaire

comprenant notamment la cuve principale contenant le cœur. Enfin, la troisième barrière est constituée par un bâtiment en béton de forte épaisseur capable de résister à une certaine pression et à des agressions externes : c'est l'enceinte de confinement qui enferme l'ensemble du circuit primaire.

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 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. 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.

Source : www.senat.fr

Des incidents répétés dans les centrales en fonctionnement

Le système d'injection de sécurité des 34 réacteurs de 900 MW

• Première étape : une « anomalie »

Note d'information d'EDF du 2 février 2011 : Anomalie sur la mesure du débit d'eau d'un système de sécurité.

Dans une centrale nucléaire, le circuit d'eau appelé « primaire », permet d'assurer la transmission de la chaleur dégagée dans le cœur du réacteur aux générateurs de vapeur. Ces derniers transfèrent les calories de l'eau de ce circuit primaire vers un deuxième circuit appelé « secondaire », dans lequel l'eau est transformée en vapeur, afin de faire tourner une turbine et un alternateur, qui produit ainsi de l'électricité.

Les centrales de puissance 900 MW sont composées de trois générateurs de vapeur. Le circuit primaire est donc composé de trois boucles identiques.

Des dispositifs de sécurité sont prévus pour parer à toute situation accidentelle, y compris les plus improbables. Ainsi, en cas de rupture du circuit primaire, un de ces dispositifs est le système d'injection de sécurité (RIS). Il se déclenche automatiquement et assure l'injection massive et rapide d'eau pour refroidir le cœur du réacteur. Cette eau contient du bore qui a la caractéristique d'absorber les neutrons et donc de réguler la réaction en chaîne dans le cœur du réacteur, en complément des grappes de contrôle, qui ont la même fonction.

Pour être efficace, l'injection d'eau doit se faire de manière équilibrée dans les trois boucles qui composent le circuit primaire. Les règles de sûreté nucléaire fixent une différence maximale entre les débits d'eau vers les trois boucles. Trois appareils permettent de vérifier l'équilibrage de ces débits d'eau, lors d'essais périodiques, par mesures de pression différentielle.

Lors de la conception des centrales, l'incertitude de cette mesure particulière des débits haute pression du système d'injection de sécurité n'était pas normalisée. Il ne faisait donc pas l'objet de prescriptions écrites. Des investigations techniques récentes ont permis d'évaluer l'incertitude de mesure de ces appareils. Le résultat indique une incertitude de l'ordre de 20 %. Cette précision de débit entre les boucles n'est pas compatible avec le critère qui fixe la différence maximum autorisée en la matière.

Dès le premier semestre 2011, une nouvelle instrumentation mobile, utilisant une technique par ultra son, sera testée sur un des sites concernés, avant d'être déployée sur l'ensemble des centrales de 900 MW.

Cet écart, dit « générique », car commun à plusieurs sites, constitue un écart de conformité, pour la mesure du débit d'eau d'un des systèmes de sécurité et a des conséquences potentielles sur la sûreté des installations des centrales concernées qui sont : Blayais, Bugey, Chinon, Cruas, Dampierre, Fessenheim, Gravelines, Saint-Laurent et Tricastin. Pour cette raison, il a été déclaré, le 1er février 2011, à l'Autorité de sûreté nucléaire, au niveau 1 de l'échelle INES.

On remarque, dans cette note d'information que l'incertitude admise par les exigences de sûreté n'est pas indiquée (« ... différence maximum autorisée en la matière » : quelle est-elle ?). D'autre part, le nombre de réacteurs concernés est de 34. Enfin, il s'agit bien d'un défaut générique qui touche tous les réacteurs du palier 900 MW (qui ont presque tous atteint 30 années de fonctionnement).

• **Deuxième étape : Analyse de « l'incident » par l'IRSN**

Extrait de la note d'information de l'IRSN du 17 février 2011.

En quoi consiste l'écart ?

Dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe, l'IRSN a proposé que soient réexaminées les capacités fonctionnelles du système d'injection de sécurité au regard de ses différentes missions (voir rapport IRSN « Le réexamen de sûreté des réacteurs à eau sous pression de 900 MWe à l'occasion de leurs troisièmes visites décennales »). La question visait en particulier la méthode de détermination des performances mesurées sur les sites et la cohérence de ces performances avec les hypothèses des études d'accidents ; à cette occasion, il a été demandé à EDF de réévaluer les incertitudes liées à ces mesures. Cette réévaluation a mis en évidence que le dispositif de mesure n'était pas adapté et qu'en conséquence, le déséquilibre maximal de 6 % pris en compte dans les études d'accident n'était pas garanti. EDF a estimé de manière enveloppe que ce déséquilibre pourrait atteindre 20 %.

Quelles sont les conséquences ?

Les études menées par EDF ont consisté à supposer un déséquilibre aggravé de l'injection d'eau en cas de brèche dans une branche froide du circuit primaire. Ce n'est en effet qu'en cas de brèche dans une branche froide qu'une partie du débit d'eau injecté est perdu directement par la brèche compte tenu de l'emplacement des piquages du circuit d'injection de sécurité sur le circuit primaire. Par ailleurs, les seules brèches pouvant poser problème sont les brèches de taille intermédiaire (d'un diamètre équivalent compris entre 2 et 6 pouces) pour lesquelles les pompes d'injection à haute pression sont durablement en service. Les études d'EDF montrent que, pour certaines tailles de ces brèches intermédiaires et pour des valeurs de déséquilibre volontairement très élevées, les critères retenus dans les études d'accidents pourraient ne pas être respectés, d'où la possibilité de dégradations plus importantes du combustible que celles précédemment estimées.

Il est à souligner que la question ne concerne que les réacteurs de 900 MWe. En effet, sur les réacteurs de 1 300 MWe et de 1 450 MWe, de conception plus récente, l'équilibrage des débits est réalisé par des diaphragmes dont les ajustements sont réalisés par usinage lors des essais de premier démarrage. Par ailleurs, les essais destinés à vérifier le bon équilibrage des lignes utilisent des mesures de débit dont la précision est validée.

Les solutions proposées par EDF.

EDF prévoit de mettre en œuvre prochainement sur une Tranche Tête de Série un dispositif alternatif mobile de mesure, par ultrasons, dont la précision lui paraît compatible avec les valeurs d'incertitude prises en compte dans les études d'accidents. Ce dispositif, une fois validé, serait mis en œuvre lors des premiers essais concernant le système d'injection de sécurité sur les autres réacteurs de 900 MWe. En cas de déséquilibre effectif constaté entre lignes d'injection dépassant le critère, les ajustements nécessaires seraient réalisés par un réglage des vannes à pointeau. Ce sujet est en cours d'examen par l'IRSN qui transmettra ses conclusions techniques au plus tôt à l'ASN. Dans l'immédiat, en réponse à des questions évoquées dans les médias, l'IRSN n'estime pas nécessaire de procéder à une réduction de la puissance de fonctionnement de ces réacteurs, compte tenu de la faible probabilité des brèches concernées et du caractère limité des conséquences envisageables.

On apprend donc que le déséquilibre maximal pris en compte dans les études d'accident devrait être de 6 % (on en est loin avec 20 %).

On note également que c'est l'argument de la faible probabilité des brèches concernées qui motive au premier chef l'avis de l'IRSN.

• **Troisième étape : l'avis de l'ASN (Autorité de sûreté nucléaire)**

Avis d'incident de l'ASN du 7 février 2011.

Anomalie Générique

Le 1er février 2011, EDF a déclaré à l'Autorité de sûreté nucléaire une anomalie générique relative à la répartition des débits d'injection de sécurité à haute pression dans les branches froides du circuit primaire principal des réacteurs de 900 MWe. Le circuit d'injection de sécurité (RIS) permet, en cas de brèche dans le circuit primaire principal, de maintenir le refroidissement du cœur du réacteur en réinjectant de l'eau dans ce circuit au moyen, notamment, de pompes dites de haute pression. En cas de sollicitation du RIS, les débits d'eau injectés à haute pression sont mesurés sur chacune des trois branches froides du circuit primaire principal des réacteurs de 900 MWe. Cette mesure permet de s'assurer que le déséquilibre entre les débits injectés sur chaque branche froide est inférieur à 6 %, qui est la valeur prise en

compte dans le rapport de sûreté de ces réacteurs. Or des études récentes menées par EDF ont mis en évidence que la précision de mesure des dispositifs utilisés pour mesurer ces débits sur les réacteurs de 900 MWe est de l'ordre de 20 %. Ces dispositifs ne sont donc pas adaptés vis-à-vis du critère de déséquilibre qu'ils doivent permettre de vérifier. En conséquence, en situation accidentelle, pour certaines tailles de brèche du circuit primaire principal, l'injection de sécurité à haute pression pourrait ne pas permettre de refroidir suffisamment le cœur du réacteur.

Afin de résorber cet écart, EDF envisage de mettre en place une instrumentation par ultra sons permettant de mesurer de manière plus précise les débits d'eau injectés par le RIS à haute pression. Dans un premier temps, des essais seront réalisés début 2011 sur un réacteur. En fonction des résultats obtenus sur ce réacteur, cette solution sera implantée sur l'ensemble des réacteurs impactés par cette anomalie.

Ces remises en conformité seront suivies par l'Autorité de sûreté nucléaire.

Cette anomalie a été classée au **niveau 1** de l'échelle **INES** qui en compte 7.

Gravité: « En conséquence, en situation accidentelle, pour certaines tailles de brèche du circuit primaire principal, l'injection de sécurité à haute pression pourrait ne pas permettre de refroidir suffisamment le cœur du réacteur ».

Ce sont 34 réacteurs ayant fonctionné pendant 30 ans qui sont concernés. Apparemment, aucune des « visites décennales » n'avait repéré l'affaire.

Des diesels qui ne démarrent pas

Avis d'incident de l'ASN du 17 février 2011.

Anomalie Générique

L'ASN classe au niveau 2 l'incident déclaré par EDF le 16 février 2011 concernant les groupes électrogènes de secours à moteur diesel de la centrale nucléaire du Tricastin.

Les groupes électrogènes de secours à moteur diesel permettent d'alimenter les systèmes de sûreté du réacteur en cas de perte de l'alimentation électrique par le réseau national. Chaque réacteur nucléaire est équipé de deux groupes électrogènes de secours. En outre, un groupe électrogène supplémentaire est disponible pour l'ensemble des réacteurs d'un même site. Chacun de ces groupes suffit à alimenter les systèmes nécessaires pour assurer la sûreté du réacteur à l'arrêt.

Un essai périodique effectué à la centrale EDF du Blayais a mis en évidence la défaillance d'un groupe électrogène. Les premiers éléments de l'analyse engagée par EDF et son fournisseur ont été communiqués à l'ASN le 7 février 2011. Ils mettent en cause une dégradation plus rapide que prévue des coussinets, qui sont des composants mécaniques destinés à limiter les frictions entre les pièces mobiles des moteurs diesel.

Sur les centrales nucléaires françaises, 26 groupes électrogènes sont équipés de coussinets du même type, et donc potentiellement sensibles. L'ASN a demandé à EDF de lui présenter un plan d'actions correctives. Les premiers éléments ont été transmis à l'ASN. Ils comportent notamment l'installation de coussinets neufs et la mise en œuvre d'une nouvelle procédure d'exploitation des groupes électrogènes concernés, en cours de validation. L'ASN procède, avec l'appui de l'IRSN, à l'examen des éléments fournis.

Sur tous les sites d'EDF, autres que celui du Tricastin, où sont présents des coussinets de ce type (Blayais, Bugey, Chinon, Cruas, Dampierre, Gravelines, Saint-Laurent), chaque réacteur dispose d'au moins un groupe électrogène, en propre ou sur le site, équipé de coussinets d'une autre marque, ne présentant pas ce défaut. L'anomalie est donc classée par l'ASN sur ces sites au niveau 1 de l'échelle INES.

En revanche, sur les réacteurs n° 3 et 4 du site du Tricastin, les deux groupes électrogènes, ainsi que le groupe électrogène supplémentaire commun à l'ensemble des réacteurs du site, sont équipés de coussinets potentiellement sensibles. C'est pourquoi, sur ce site, l'anomalie est classée par l'ASN comme incident de niveau 2 de l'échelle INES. La division de Lyon de l'ASN y conduit actuellement une inspection.

Donc, en cas de perte d'alimentation par le réseau (panne, tempête, sabotage...), les diesels de secours auraient pu ne pas démarrer.

Et pourtant, l'ASN avait publié un avis d'incident générique le 27 janvier 2010, classé au niveau 1 de l'échelle INES.

Sûreté nucléaire et accident grave dans les centrales françaises

Un rapport de l'IRSN définit ainsi dans son rapport « R&D relative aux accidents graves dans les réacteurs à eau pressurisée: bilan et perspectives »² ce que l'on entend par accident grave et présente l'objectif des recherches sur la sûreté relative à cet accident :

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,

2 - La Documentation française, janvier 2007. Rapport rédigé conjointement par l'IRSN et le CEA (Commissariat à l'énergie atomique).

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.

Par convention, on appellera rejets précoces, les rejets susceptibles de se produire avant la mise en œuvre de l'ensemble des mesures de protection des populations.

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.

Les objectifs de la recherche sont donc de parvenir à comprendre au mieux ces phénomènes physiques et de réduire les incertitudes quant à leur quantification, afin d'être capable de développer des modèles applicables aux réacteurs. Ces modèles, regroupés au sein de codes de calcul informatiques, doivent permettre de prévoir le déroulement d'un accident grave.

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 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. Elles sont articulées autour de deux directions complémentaires, la caractérisation des rejets et l'étude des modes de ruine du confinement et des moyens d'y faire face.*

Pour le futur réacteur (European Pressurized water Reactor), l'Autorité de Sûreté a fixé comme objectifs de sûreté une réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Des dispositions de conception spécifiques doivent être prises afin d'aboutir à une élimination pratique des accidents pouvant conduire à des rejets précoces importants et à une limitation des conséquences des accidents avec fusion du cœur à basse pression. Les recherches menées dans ce cadre doivent donc permettre de remplir ces objectifs.

Ce texte est remarquablement clair.

A la lecture du deuxième paragraphe, l'accident de Fukushima se déroule sous nos yeux. L'accident « hautement hypothétique » est devenu réalité.

Outre la complexité des phénomènes mis en jeu et donc l'extraordinaire effort de recherche nécessaire pour les comprendre et les simuler, trois éléments apparaissent clairement :

- Les phénomènes de base sont les mêmes pour les réacteurs à eau sous pression actuels ou en projet et donc pour l'EPR qui n'est pas d'une « troisième génération » mais bien le dernier palier de cette filière de réacteurs.
- Dans le cas des centrales existantes, les accidents graves n'ont pas été considérés lors de leur conception.
- Des objectifs ont été fixés pour l'EPR, notamment en termes de réduction des rejets radioactifs, mais les recherches continuent...

Notons enfin que, dans ce rapport de l'IRSN sont décrites les principales familles d'accidents liés à des événements initiateurs internes à l'installation pouvant entraîner le dénoyage prolongé du cœur et, par conséquent, sa fusion. Les scénarios accidentels susceptibles de résulter d'une agression externe (tremblement de terre, inondation, tempête, sabotages, situation de conflit armé...) ne sont pas décrits.

La description (Gros Plan n° 3) de l'accident du Blayais déclenché au cours de la tempête du 27 décembre 1999 est une bonne illustration de la possibilité d'un accident grave initié par une cause extérieure.

La sûreté de l'EPR

Origine et objectif du projet EPR

La nécessité de développement d'un nouveau réacteur tenant compte du retour d'expérience de Three Mile Island et de Tchernobyl était la justification du projet franco-allemand du réacteur EPR. Ce projet a donc démarré sous l'égide d'une joint-venture franco-allemande Framatome-Siemens, NPL (Nuclear Power International).

Le dessin de ce projet qui s'appuie sur les concepts du réacteur du palier N4 français et du réacteur allemand Konvoi est arrivé à maturité en 1994 avec une puissance initiale de 1 450 MWe. Il s'inspire des réacteurs N4, en particulier pour l'aspect confinement et du réacteur Konvoi, en particulier pour l'instrumentation. En matière de sûreté, les principales avancées concernent la redondance et le niveau de protection des systèmes de secours, pour réduire la probabilité d'aboutir à la fusion du cœur, et le rajout d'un « cendrier à corium » pour garantir qu'en cas de fusion du cœur, le corium fondu reste confiné dans l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur, permettant ainsi d'éviter des fuites radioactives massives hors de la centrale.

Le concept de sûreté de l'EPR reste donc fondé sur une évaluation probabiliste et une défense en profondeur, conformément aux principes mis au point à l'origine par l'IPSN, devenu aujourd'hui l'IRSN, dès 1986. Selon ces principes, les réacteurs devaient être construits de manière à prévenir au mieux un accident majeur et à réduire si possible les conséquences d'un tel accident, s'il venait à se produire, plutôt qu'à mettre en œuvre des principes nouveaux de sûreté intrinsèque pour exclure l'hypothèse de l'accident majeur. En bref, cette approche consiste à admettre la création d'un risque majeur et à tenter de le contrôler plutôt que de tenter de l'éliminer.

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 majeur, avec destruction importante du cœur, reste inférieure à 10^{-5} (1/100 000) par réacteur et par an, et celle d'un accident conduisant à des conséquences inacceptables pour la population reste inférieure à 10^{-6} (1/1 million) par réacteur et par an.

On peut résumer l'ambition de sûreté de l'EPR par la recherche d'un facteur 10 sur ces deux plans : une probabilité inférieure à 10^{-6} d'occurrence d'un accident majeur (1/1 million), une probabilité inférieure à 10^{-7} (1/10 millions) de conséquences inacceptables pour la population par réacteur et par an.

Un potentiel de danger plus important

Mais pour remplir cet objectif de réduction de probabilité d'accidents d'un facteur 10 le projet EPR admet un renforcement de la complexité qui constitue pour certains de ses évaluateurs un obstacle à la démonstration d'accroissement de cette sûreté.

La phase initiale de conception a démarré en 1995 avec l'objectif de démarrer la construction dès 2000 d'un EPR en France et de le mettre en route en 2006. Un certain nombre de points n'étaient cependant pas encore résolus, en particulier en ce qui concerne la sécurité (résistance à une chute d'avion) mais l'enceinte de confinement a reçu l'approbation des régulateurs français et allemands de l'époque. Et alors que l'autorité de sûreté française avait indiqué en septembre 1999 qu'elle donnerait ses conclusions sur la certification dans les mois qui suivaient, l'évaluation de sûreté a en fait pris cinq années supplémentaires pour cette autorité qui n'a finalement approuvé les dispositions principales du projet qu'en 2004.

Entre temps, des considérations économiques et des nouvelles dispositions de sûreté ont conduit à augmenter la puissance du réacteur de façon à pouvoir la pousser jusqu'à 1 800 MW. Pour ces mêmes raisons économiques, les concepteurs ont tenté de jouer sur l'efficacité du combustible avec un objectif de combustion sans précédent de 70 000 MW.jour/tonne, objectif qui pose des problèmes spécifiques de chaleur et d'intégrité du combustible. Ces modifications incluaient également la possibilité d'un fonctionnement à 100 % de combustible MOX (oxyde mixte UO_2 - PuO_2 à uranium appauvri et 7 à 9 % de plutonium).

Mais ces deux dispositions renforcent les risques d'accident, en particulier l'usage massif de MOX dont le combustible irradié est beaucoup plus chaud car il contient plus de plutonium, beaucoup plus radiotoxique que le combustible UO_2 classique (voir Gros Plan n° 3).

Le processus de tentative de réduction de la probabilité d'occurrence du risque a donc conduit à une augmentation de l'ampleur du risque lui-même, aussi bien en terme de puissance du combustible qu'en terme de radiotoxicité.

Retards dans l'approbation du projet générique EPR

Les régulateurs finlandais et français ont donné leur feu vert aux commandes finlandaise et française respectivement en 2003 et 2005. Le niveau d'analyse de détail n'était pas cependant suffisant pour une évaluation complète de la sûreté. De ce fait, en parallèle à la construction en cours et malgré les nombreux retards des deux chantiers, l'agrément définitif n'est pas encore acquis pour ces réacteurs. Fin 2010, l'Autorité française de sûreté a laissé entendre qu'elle n'était pas en mesure d'autoriser le démarrage de Flamanville dans l'hypothèse d'une fin de construction à cette époque.

On se trouve dans le même cas pour les autres pays où l'EPR est en cause, en particulier le Royaume-Uni et les États-Unis. Aux États-Unis, Areva NP, qui avait présenté son projet à la NRC en 2004, espérait obtenir une approbation de principe de son projet dès 2008. En décembre 2007, Areva NP, en soumettant à cette même autorité une demande de certification d'un projet standard espérait voir bouclée la revue technique en 2010. Mais le processus est encore en cours et la NRC ne pense pas avoir fini son travail avant mi-2012, sans même tenir compte des délais que pourraient entraîner les questions actuellement soulevées par les autorités de sûreté finlandaise, française, et anglaise.

Au Royaume-Uni, le régulateur de sûreté HSE a lancé une évaluation générique de projet de l'EPR en août 2007 avec l'objectif de l'achever en juin 2011. HSE a déclaré récemment qu'elle ne serait en mesure de donner qu'un avis intérimaire d'approbation insuffisant pour donner le feu vert à la construction d'un EPR dans ce pays. Après l'accident de Fukushima, HSE a indiqué de plus que la nécessité de prendre en compte le retour d'expérience de cette catastrophe aurait pour conséquence probable d'allonger le délai initial prévu.

Les questions pendantes

Parmi les problèmes soulevés par les autorités de sûreté, l'une des principales concerne le contrôle commande. Dans l'EPR, le système de contrôle commande totalement informatisé est nouveau. Un premier essai de ce type avait été fait sur les réacteurs du palier N4 français et finalement abandonné au profit d'un système plus classique, avec pour conséquence un retard de quatre ans dans la mise en route du premier réacteur de ce palier. Les questions posées par ce nouveau système concernent les défauts de sûreté que pourraient entraîner sa complexité et sa redondance.

Cette question a d'abord été soulevée publiquement par HSE puis reprise par l'ASN française et STUK, le régulateur finlandais, qui ont finalement émis une note commune en novembre 2009 explicitant les questions sans réponse sans réponse et les clarifications qu'elles souhaitaient de l'opérateur finlandais TVO, de l'opérateur français EDF et d'Areva. Depuis, il semble que certaines réponses aient été apportées sans qu'on puisse considérer que le problème est entièrement résolu. La NRC, pourtant non partie prenante de cette mise en demeure publique, a confirmé qu'elle considérait cette question comme critique et non encore résolue.

Déclaration commune sur le réacteur EPR

2 novembre 2009

Traduction par l'ASN du « Joint Regulatory Statement » publié conjointement par HSE, STUK et l'ASN

1. L'Autorité de sûreté nucléaire britannique (HSE/ND), l'Autorité de sûreté nucléaire française (ASN) et l'Autorité de sûreté nucléaire finlandaise (STUK) examinent actuellement la sûreté du réacteur EPR.
2. Dans leurs examens respectifs, ces Autorités de sûreté ont chacune soulevé des questions techniques concernant le système de contrôle commande de l'EPR, pour lesquelles les exploitants et/ou le fabricant (AREVA) élaborent des éléments de réponse.
3. Bien que la conception des projets d'EPR dans chaque pays diffère légèrement, ces questions techniques soulevées sur le système actuel du contrôle commande sont très voisines, l'objectif des Autorités de sûreté étant d'obtenir collectivement le plus haut niveau de sûreté pour l'EPR.
4. Les questions techniques soulevées portent d'abord sur la garantie de l'adéquation des systèmes de sûreté (ceux utilisés pour gérer les situations où l'installation est en dehors des limites normales), et de leur indépendance vis-à-vis des systèmes de contrôle (ceux utilisés pour exploiter l'installation en fonctionnement normal).
5. L'indépendance de ces systèmes est importante. En effet, si un système de sûreté est appelé à servir en cas de perte d'un système de contrôle, alors ces deux systèmes ne doivent pas faillir simultanément. La conception d'EPR, telle que proposée initialement par les exploitants et le fabricant, AREVA, n'est pas conforme à ce principe d'indépendance dans la mesure où il y a beaucoup d'interconnexions complexes entre les systèmes de contrôle et de sûreté.
6. En conséquence, l'Autorité de sûreté nucléaire britannique (HSE/ND), l'Autorité de sûreté nucléaire française (ASN) et l'Autorité de sûreté nucléaire finlandaise (STUK) ont demandé aux exploitants et au fabricant d'améliorer la conception initiale de l'EPR. Les exploitants et AREVA ont convenu d'entreprendre des évolutions de l'architecture de la conception initiale de l'EPR qui seront examinées par les Autorités de sûreté.
7. Il incombe aux exploitants et au fabricant AREVA de répondre aux questions techniques soulevées par leur Autorité de sûreté. Cependant, comme les conceptions sont voisines, les solutions proposées devraient être très proches, sans être nécessairement identiques, prenant en compte les exigences de chaque exploitant et les exigences et les pratiques réglementaires nationales. Par exemple, vis-à-vis de la défense en profondeur, des solutions différentes pourraient être proposées pour pallier la perte de systèmes de sûreté. Dans tous les cas, cependant, les solutions conduiront à un haut niveau de sûreté équivalent.
8. C'est un bon exemple de démarche dans laquelle des Autorités de sûreté, indépendantes entre elles et coopérant étroitement, peuvent promouvoir une compréhension et une mise en œuvre partagées des standards internationaux existants, l'harmonisation de standards réglementaires et la conception de réacteurs avec le plus haut niveau de sûreté

D'autres questions sur certains points du projet restent en débat, aussi bien au sein même des évaluations engagées qu'en provenance d'expertises indépendantes. Elles concernent en particulier l'évaluation de la probabilité d'explosions de vapeur que pourrait déclencher le contact d'eau éventuellement présente dans le cendrier avec le cœur en fusion en cas d'accident, des défauts potentiels du système de refroidissement et la remise en cause de l'hypothèse selon laquelle les ruptures les plus graves des tubes de refroidissement du circuit primaire ne seraient pas envisageables.

Enfin un certain nombre de doutes sont apparus concernant les progrès de l'EPR en termes de sécurité vis-à-vis d'actes de malveillance qui sont devenus plus crédibles après le 11 septembre 2001, en particulier en ce qui concerne la capacité de l'enclaustrage de confinement du réacteur de résister au choc frontal d'un avion commercial qui n'était pas prévue dans le cahier des charges initial de l'EPR. Il a été dit que les études conduites par l'industriel montraient que la réponse était positive, mais la révélation de documents confidentiels d'EDF qui affirmaient le

contraire est venue jeter un doute sur la réalité de la première affirmation. Le classement secret défense de cette question en France ne permet pas de lever l'incertitude.

Les progrès de sûreté de l'EPR se fondent sur une augmentation de la complexité, sans changement de conception du réacteur, le but étant de diviser par 10 la probabilité d'accident majeur. Avec son augmentation de puissance, l'usage de MOX et l'augmentation des taux de combustion, l'EPR a pris le parti inverse d'un renforcement du danger.

Après Fukushima la question se pose évidemment de savoir si la conception même de sûreté à partir d'une analyse probabiliste d'un risque majeur peut perdurer et, de l'aveu même du directeur de l'IRSN (voir ci-dessous), s'il n'existe pas une barrière infranchissable en matière de sûreté. De plus, les différents accidents de Fukushima montrent la très grande dangerosité du corium quand les barrières qui lui sont opposées lâchent.

La vérité est que le calcul de probabilités n'a pas de véritable sens puisque nous nous révélons incapables, comme l'ont montré les différents accidents, d'en imaginer les scénarios. On calcule certes des probabilités, mais pas et de loin pas sur l'ensemble des événements possibles.

Le risque naturel met au défi la sûreté nucléaire

(Le monde mercredi 6 avril 2011)

Jacques Répussard, Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)

« Sur le parc mondial, 14 000 années-réacteur sont déjà passées, et les statistiques montrent qu'on est à 0,0002 (2-10⁻⁴) accident nucléaire 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. Le nucléaire fait jeu égal avec l'industrie chimique. C'est insuffisant. On peut donc se poser la question : l'homme est-il en mesure de maîtriser cette technologie pour diviser au moins par deux ce risque d'accident ? Y a-t-il une barrière ?

Ce serait une conclusion inquiétante, car cela signifierait qu'avec 1 000 réacteurs installés, un accident nucléaire grave se produirait en moyenne tous les dix ans, ce qui n'est pas supportable ».

Gros plan n° 1

Les travailleurs du nucléaire en première ligne

Extrait du texte: « Contribution pour le congrès UFICT », février 2011, Secteur nucléaire, syndicat Cnpe de Chinon.

« La CGT a toujours défendu un « nucléaire sûr ». Or, aujourd'hui, même si la technologie n'est pas mise en cause, nous affirmons que le nucléaire n'est plus sûr pour des raisons non techniques mais humaines :

- les conditions de travail et donc de maîtrise de l'outil de travail se dégradent pour le plus grand nombre,
 - les effectifs et le temps manquent pour un travail de qualité garant de la sûreté des installations,
 - la direction qui ne partage pas cette vision de la situation n'écoute ni les syndicats, ni les travailleurs, EDF ou prestataires, ni même l'encadrement...
 - dans ce silence imposé (du fait de leur statut pour les sous-traitants, du fait du mépris affiché pour les agents EDF et l'encadrement), les travailleurs se démotivent et se démobilisent, ce qui est très dangereux pour la sûreté,
 - les restructurations organisationnelles, réalisées sans concertation et, le plus souvent, dans l'opposition au personnel, font perdre tous les repères et donc toute l'efficacité des compétences individuelles et collectives,
 - le management aux résultats provoque tricherie, mensonges, dissimulation, conflits... cassant la confiance professionnelle entre exécution et encadrement notamment, et rendant opaque la réalité de la situation et de l'état de l'installation nucléaire,
 - des événements graves sont sous-estimés ou niés, comme on a pu le voir à Chinon avec nos collègues qui ont mis fin à leur vie ; le même déni s'exerçant sur les risques pour la sûreté...
 - des questions sensibles pour la sûreté, en maintenance comme en exploitation, sont connues mais laissées en friche (pièces détachées, documentation fiable, sérénité pour les exploitants...),
- des pseudo démarches qualité ou de vérification de la qualité de notre organisation – tel que l'Osart ne servent qu'à endormir l'opinion publique*,
- etc.

Pour tenter de traiter ces problèmes, l'action syndicale dans les instances prévues à cet effet, n'a plus d'efficacité face à une direction aveugle, sourde et arrogante.

L'action du personnel non plus, et à force de ne pas être entendue, la parole s'épuise...

Tel pourrait être résumée la situation telle que la vivent, dans leur grande majorité, mais chacun à sa manière, les travailleurs du nucléaire (qu'ils soient agents EDF, Sous-traitants, Encadrants).

Nous – syndicats et personnels, EDF et sous-traitants – avons répété à l'envi les déclarations d'ouverture (de CE, CHSCT, DP... et avant, CMP, SCMP...), multiplié les alertes – y compris à la presse (locale et nationale) pour médiatiser nos inquiétudes ou nos colères. Nous avons, autant que possible, favorisé et multiplié les mobilisations du personnel...

Tout cela sans effet notable sur cette organisation qui continue de se dégrader avec les dégâts prévisibles, puis révélés, sur le personnel et sur l'installation et l'environnement.

L'avenir – quant à lui – paraît bien sombre avec les départs en retraite d'agents expérimentés non remplacés, une organisation fragilisée par un nombre croissant d'agents isolés et souvent seuls détenteurs de connaissances précieuses pour la sûreté; sans compter le départ des meilleurs salariés sous-traitants qui démissionnent, préférant le chômage à l'enfer qu'est devenu le nucléaire (question à laquelle le patronat trouve réponse grâce aux nouveaux dispositifs de gestion des chômeurs mis en place par leur allié Sarkozy: le travail dans le nucléaire pour les sous-traitants deviendrait-il « obligatoire »?... sans compter les possibles « déplacements » de main d'œuvre « bon marché » à l'échelle de l'Europe...).

* L'explosion dans l'usine AZF s'est produite alors que la certification « Iso » garantissant l'absence de danger venait d'être renouvelée après un travail d'experts contrôlant la qualité de l'organisation de la sécurité... Aucune anomalie n'avait été relevée...

Gros plan n° 2

Les « incidents » répertoriés par l'ASN du 3 janvier au 16 mars 2011

Centrale nucléaire de Paluel - EDF. Le 8 mars 2011, alors que le réacteur n° 3 était en cours de mise à l'arrêt dans le cadre d'un arrêt programmé pour rechargement en combustible, une prescription des règles générales d'exploitation (RGE) portant sur les conditions d'isolement de l'enceinte du bâtiment réacteur n'a pas été respectée. (Publié le 16/03/2011)

La Hague - AREVA. UP3 A - Transformation de substances radioactives. Le 24 février 2011, sur la chaîne A de l'atelier de cisailage-dissolution T1 de l'usine UP3-A, un volume d'eau non radioactive d'environ 9 m³ s'est répandu dans plusieurs salles et dans des cuves à la suite d'un appoint d'eau dans un équipement de l'unité de production de vapeur nécessaire à la chauffe des unités de dissolution. Une cuve d'effluents pouvant contenir des matières fissiles a été remplie sans toutefois modifier notablement le risque de criticité du fait de la faible concentration en plutonium dans cette cuve. (Publié le 04/03/2011)

Centrale nucléaire du Bugey - EDF. Le 16 février 2011, alors que le réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de production d'électricité du Bugey était à l'arrêt pour maintenance et rechargement dans le cadre de sa troisième visite décennale, l'exploitant de la centrale nucléaire a déclaré à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) un événement significatif pour la sûreté portant sur le maintien en position ouverte d'une vanne contribuant au confinement du bâtiment réacteur. (Publié le 02/03/2011)

Centrale nucléaire de Nogent-sur-Seine - EDF. Le 7 février 2011, à la suite d'une panne sur le transformateur auxiliaire et en application des spécifications techniques d'exploitation (STE), l'exploitant a décidé de procéder à l'arrêt du réacteur n° 1. Le réacteur a atteint le domaine d'exploitation d'arrêt normal sur le circuit « refroidissement du réacteur à l'arrêt » (AN/RRA) le 8 février à 7 h 30. (Publié le 21/02/2011)

Centrale nucléaire de Cattenom - EDF. Fin 2010, des fissurations ont été détectées dans le béton d'ancrage des pompes des circuits d'eau brute secourue (SEC) des réacteurs n° 1 et 2. Ces fissurations remettent en cause la tenue au séisme de ces pompes. (Publié le 18/02/2011)

Anomalie Générique. L'ASN classe au niveau 2 l'incident déclaré par EDF le 16 février 2011 concernant les groupes électrogènes de secours à moteur diesel de la centrale nucléaire du Tricastin. (Publié le 17/02/2011)

Centrale nucléaire de Cattenom - EDF. Au cours de l'année 2010, lors de plusieurs opérations de maintenance préventive sur les compresseurs des systèmes DEG et DEL, des rejets de fluide frigorigène de type hydrofluorocarbure (HFC) et hydrochlorofluorocarbure (HCFC) ont été détectés. Ces rejets, qui ont totalisé 248 kg en 2010, sont en baisse par rapport aux années précédentes : respectivement 350 kg en 2008 et 291 kg en 2009. (Publié le 15/02/2011)

Centrale nucléaire de Cattenom - EDF. Dans la nuit du 14 au 15 janvier 2011, des alarmes ont détecté la présence de radioactivité dans plusieurs circuits d'eau réputés ne pas en contenir. Les investigations complémentaires menées par l'exploitant ont permis de mettre en évidence que cette radioactivité provenait du circuit de distribution d'eau déminéralisée, qui ne doit normalement pas en contenir. (Publié le 09/02/2011)

Centrale nucléaire du Blayais - EDF. Électricité de France a reclassé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires INES un événement relatif à l'indisponibilité d'une vanne d'isolement de l'enceinte du réacteur de la centrale nucléaire du Blayais. Cette vanne se trouve sur le système de ventilation de balayage à l'arrêt (EBA). (Publié le 07/02/2011)

Anomalie Générique. Le 1er février 2011, EDF a déclaré à l'Autorité de sûreté nucléaire une anomalie générique relative à la répartition des débits d'injection de sécurité à haute pression dans les branches froides du circuit primaire principal des réacteurs de 900 MWe. (Publié le 07/02/2011)

Centrale nucléaire de Cruas-Meysses - EDF. Le 31 décembre 2010, une chute intempestive de 2 grappes de commande lors d'un essai périodique réalisé alors que le réacteur était en puissance, a entraîné un défaut d'alimentation des grappes. Dans cette situation, les spécifications techniques d'exploitation demandent de replier le réacteur, c'est-à-dire de le mettre à l'arrêt, en respectant une durée de repli n'excédant pas 2 heures. La durée de ce repli a été de 2 heures 43 minutes. (Publié le 04/02/2011)

Centrale nucléaire de Civaux - EDF. Le 8 janvier 2011, à la demande du réseau de transport de l'électricité (RTE), l'opérateur chargé de la surveillance du circuit primaire principal a entrepris d'augmenter la puissance électrique délivrée par la centrale sur le réseau. Pour mener à bien cette opération, il a retiré légèrement les grappes de commande du cœur en mode manuel puis a entrepris de passer la commande des grappes en mode automatique. Cependant, l'opérateur n'a pas validé ce basculement dans le délai imparti ce qui a laissé la commande de grappes en mode manuel. (Publié le 20/01/2011)

La Hague - AREVA. UP3 A - Transformation de substances radioactives - Le 12 janvier 2011, sur la chaîne A de l'atelier de cisailage-dissolution T1 de l'usine UP3-A, deux intervenants en charge de la gestion des déchets ont déplacé à l'aide d'un pont de manutention une dalle de 3000 kg alors que la charge maximale autorisée est limitée à 400 kg lors des phases de fonctionnement de la chaîne A. (Publié le 19/01/2011)

Centrale nucléaire de Saint-Alban - EDF. Le 13 janvier 2011, alors que le réacteur n° 2 était en fonctionnement, l'exploitant du centre nucléaire de production d'électricité de Saint-Alban/Saint-Maurice a détecté que le système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur était partiellement indisponible. (Publié le 13/01/2011)

Centrale nucléaire de Saint-Alban - EDF. Le 10 décembre 2010, alors que le réacteur n° 2 était en fin d'arrêt pour rechargement en combustible et maintenance, l'exploitant du centre nucléaire de production d'électricité de Saint-Alban/Saint-Maurice a constaté une fuite de vapeur sur un raccord de tuyauterie connecté à une turbopompe d'alimentation de secours des générateurs de vapeur. Le 25 décembre 2010; une fuite identique a été constatée sur la seconde turbopompe d'alimentation de secours des générateurs de vapeur de ce réacteur. (Publié le 04/01/2011)

Centrale nucléaire de Belleville-sur-Loire - EDF. Le 6 décembre 2010, alors que le réacteur n° 2 de la centrale de Belleville était en cours de redémarrage après son arrêt programmé pour maintenance, le mauvais positionnement d'une vanne a conduit à l'indisponibilité d'une pompe d'appoint en eau du circuit primaire principal. (Publié le 03/01/2011)

Gros Plan n° 3

Plutonium et combustible MOX

par Jean-Claude Zerbib

Le Plutonium

Le plutonium est un élément chimique de numéro atomique 94 et de symbole « Pu » qui n'existe dans la nature qu'en quantités infimes et qui est produit en quantités importantes dans le cœur des réacteurs nucléaires, à partir de l'uranium (numéro atomique 92 et symbole U).

Le plutonium produit dans les réacteurs est constitué d'un ensemble d'isotopes. Les uns, les plutoniums 239, 240, 241, 242, 243 sont produits à partir de la capture d'un neutron par un noyau d' U^{238} et l'isotope Pu^{238} est produit à partir de l' U^{235} .

Comme l' U^{235} , le Pu^{239} est fissile (le Pu^{241} également) et contribue à la réaction en chaîne dans le réacteur au fur et à mesure de sa création.

Production et utilisation du plutonium

À la fin de leur utilisation dans le réacteur nucléaire d'une centrale électrique (après trois ans environ), les combustibles irradiés sont stockés sous eau dans des « piscines » situées à proximité des réacteurs. Ils sont constamment refroidis par circulation d'eau afin d'évacuer la chaleur produite par la radioactivité des produits de fission et des transuraniens (dont le principal est le plutonium) qu'ils contiennent.

La solution adoptée dans la majorité des pays équipés de centrales nucléaires (États-Unis, Allemagne, Suède, Corée du Sud...) est de garder les combustibles irradiés en l'état, de les laisser dans les piscines de stockage, et plus tard éventuellement dans des sites de stockage à sec lorsque leur radioactivité et la chaleur qu'ils dégagent auront suffisamment diminué.

En France (La Hague) et au Royaume-Uni (Sellafield) par contre, le plutonium est extrait des combustibles irradiés dans une usine dite de « retraitement », aujourd'hui essentiellement à partir des combustibles de leurs propres centrales, mais aussi, dans le passé, pour des combustibles « étrangers » (Allemagne, Suède, Japon...).

La technique du retraitement consiste à séparer par voie chimique les trois grands composants du combustible irradié : uranium, plutonium, produits de fission et transuraniens (autres que le plutonium). Cette technique a été historiquement développée durant la seconde guerre mondiale pour la production de plutonium à des fins militaires (la « bombe atomique », également développée avec de l'uranium 235 obtenu par « enrichissement » de l'uranium naturel). Puis la production de plutonium a été poursuivie et amplifiée pour fournir du combustible à la filière des « surgénérateurs » : Phénix et Superphénix en France.

En parallèle à cette utilisation, un nouveau combustible a été imaginé pour se substituer au combustible classique à uranium enrichi en U^{235} (3,5 % contre 0,71 % dans l'uranium naturel) dans les réacteurs à eau ordinaire et uranium enrichi (PWR et BWR). Ce nouveau combustible est appelé MOX (oxyde mixte d'uranium et de plutonium : UO_2 - PuO_2) qui contient de l'uranium appauvri en U^{235} et en moyenne 7 % de plutonium (5 à 12,5 % suivant la position dans le cœur). Superphénix ayant été définitivement arrêté et la filière abandonnée, le MOX s'est trouvé être le « débouché » pour une partie importante du plutonium produit par le retraitement (il reste cependant des quantités importantes de plutonium entreposées à l'usine de retraitement de La Hague, de l'ordre de 70 tonnes).

Les combustibles MOX neufs et usés sont beaucoup plus chauds que les combustibles UO_2 classiques. L'entreposage en piscine des combustibles MOX usés nécessite une compensation pour l'évaporation plus importante que celle des piscines qui contiennent des combustibles UO_2 . Enfin, le temps de séjour en piscine des combustibles MOX usés est beaucoup plus long que celui des combustibles UO_2 et ces combustibles ne sont pas retraités² (il reste en fin de vie du combustible environ 4,5 % de plutonium). On estime généralement qu'il faut entreposer 50 ans en piscine un combustible irradié à base d'uranium avant stockage définitif mais 150 ans un combustible MOX irradié (les piscines devant être en permanence refroidies par circulation d'eau).

1 - Après le démarrage d'une usine de retraitement pilote d'une capacité de 100 t/an (Tokai Mura) en 1977, le Japon devait également démarrer à Rokkasho une usine de retraitement construite depuis avril 1993 par Japan Nuclear Fuel Limited (JNFL) avec l'appui industriel d'AREVA. Ce complexe industriel produirait du combustible MOX à partir du plutonium fourni par l'usine de retraitement (1 200 t/an). Cette construction a connu de nombreux retards et son coût a été multiplié par plus de trois (de 8 à 29 milliards de dollars). Les premiers tests de retraitement ont démarré en avril 2006 mais la fabrication du MOX pose problème. Les reports de démarrage se sont multipliés et il était question récemment de mi-2015.

2 - Entre 1998 et 2009 les usines de La Hague ont retraité 68,5 tonnes de MOX alors que dans le même temps, les combustibles UO_2 concernaient 12 445 tonnes. Le retraitement des MOX ne concerne que 0,55 % de l'ensemble des combustibles retraités.

Du combustible MOX est utilisé dans 22 réacteurs en France. Le rechargement annuel des réacteurs avec du combustible MOX est d'environ 7,4 tonnes par réacteur et par an. De 2006 à fin 2010, 740 tonnes de MOX ont été déchargées.

Fin 2010, l'entreposage dans les piscines de La Hague de combustibles irradiés issus des réacteurs à eau était de 9 670 tonnes, dont 1 380 tonnes de MOX. La capacité de ces piscines a été portée de 12 000 à 18 000 tonnes, après renforcement de la protection neutronique des « paniers » contenant les combustibles.

Du combustible MOX avait été chargé récemment dans des réacteurs japonais, dont le réacteur 3 de la centrale de Fukushima au Japon, aujourd'hui très gravement accidenté.

Radioactivité du plutonium

Du fait du rôle principal du Pu²³⁹ fissile, on oublie généralement les autres isotopes. Dans le cas d'un réacteur à eau et uranium enrichi, le Pu²³⁹ représente en poids 59 % du plutonium contenu dans le combustible usé et le Pu²⁴¹, 11 %, ce qui porte à 70 % la proportion d'isotopes fissiles, soit plus des deux tiers du Pu total.

Si le Pu²³⁹ est sur le plan « pondéral » l'isotope majeur du plutonium produit dans le réacteur, il n'en va pas de même en termes de charge radioactive (voir annexe 2).

Tous les isotopes et composés du plutonium sont toxiques et radioactifs. La radioactivité d'une quantité de plutonium dépend de sa composition en différents isotopes, chacun ayant une « durée de vie » différente et un type différent d'émission de particules³.

Ainsi, le Pu²³⁹ a une « demi-vie » (temps au bout duquel la moitié de la quantité initiale de cet isotope s'est transformée) de 24 110 ans, tandis que celle de Pu²⁴¹ est de 14,4 ans et celle de Pu²³⁸ de 87,7 ans.

Dans le plutonium couramment produit dans les réacteurs des centrales nucléaires, la radioactivité⁴ provient surtout de Pu²⁴¹ (émetteur « bêta », électrons) et de Pu²³⁸ (émetteur « alpha », noyau d'hélium). De plus, le Pu²⁴¹ se transforme en américium 241, émetteur « alpha » de 433 ans de demi-vie⁵. L'activité massique très élevée du plutonium 238 produit, par absorption des « alpha » dans le combustible, un fort dégagement de chaleur.

Si des particules de plutonium sont inhalées ou ingérées, elles irradient directement les organes où elles se sont déposées : le poumon dans le cas d'une inhalation et dans le cas d'une ingestion le foie et les surfaces osseuses notamment. La période biologique du plutonium est très longue car l'élimination de 50 % de la charge de l'organisme nécessiterait 100 ans environ. Il peut donc affecter l'ADN et provoquer des cancers.

Pour ces raisons, les installations industrielles traitant du plutonium (usines de retraitement, usines de fabrication de combustibles au plutonium, transports de plutonium) nécessitent des barrières de protection épaisses (béton, hublots épais...) pour se protéger des émissions de rayonnements « gamma » et « neutrons » (neutrons qui proviennent des réactions nucléaires dans l'oxyde de plutonium qui est la matière ouvragée).

En termes de radioprotection, la limite de dose annuelle, fixée par les autorités de radioprotection pour le public (1 millisievert⁶/an) peut se traduire en limite d'incorporation du plutonium par voie respiratoire ou digestive. Ce calcul donne, pour un adulte du public exposé à l'inhalation de Pu239, environ 1/100^{ème} de milliardième de gramme (1/100^{ème} de microgramme).

Un combustible MOX (« neuf ») est composé d'environ 7 % de plutonium issu du retraitement des combustibles irradiés et de 93 % d'uranium appauvri. L'activité « alpha-bêta » du MOX est complètement dominée par celle du plutonium. L'activité « alpha » est, elle, dominée par celle du 238Pu, tandis que l'activité totale est essentiellement constituée par l'activité bêta du 241Pu (voir Annexe 2).

L'activité de 1 kg de MOX (environ 30,7 TBq) est de l'ordre d'un million de fois plus importante que celle d'un kg d'uranium naturel (environ 2,5 10⁻⁵ TBq).

3 - Les isotopes du plutonium sont des émetteurs alpha à 100 % à l'exception du plutonium 241 qui est un émetteur bêta pratiquement « pur » (émission additionnelle alpha de 2,3 millièmes de %).

4 - Le becquerel (Bq) est l'unité de mesure de l'activité d'une source de rayonnements. 1 Bq correspond à une désintégration de noyau par seconde. Cette unité est très petite et on utilise couramment ses multiples, dont le térabecquerel (TBq : 1012 Bq ou mille milliards de becquerels).

5 - Voir Annexe.

6 - En cédant de l'énergie à une quantité de matière, on délivre une dose de rayonnement physiquement mesurable. Si cette dose est délivrée à une personne, il est possible d'évaluer l'effet biologique néfaste de cette dose au moyen d'un calcul, faisant intervenir des coefficients de pondérations liés à la nature du rayonnement incident et aux types de tissus et organes atteints. Le sievert (Sv) est l'unité de dose biologique utilisée pour mesurer les effets sur le corps humain de cette absorption de rayonnement (alpha, bêta, gamma, X, neutron). La valeur en sievert d'une dose de rayonnement est calculée à partir de l'intensité de la source de rayonnement externe à l'organisme ou de l'activité incorporée dans l'organisme (exprimée en becquerels) par voie respiratoire ou digestive.

Des risques accrus du fait du MOX, en fonctionnement 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.

La présence de combustibles MOX dans un réacteur nucléaire (en général un tiers ou un quart du chargement total) rend donc la manipulation des combustibles (chargement et déchargement) plus difficile.

- La présence de combustibles MOX dans le réacteur rend le contrôle plus délicat (combustibles de natures différentes) et réduit l'efficacité des barres de contrôle.
- Les températures de fusion du plutonium (640 °C et 2400 °C pour le PuO₂) sont plus basses que celles de l'uranium (1 135 °C et 2865 °C pour l'UO₂).
- En cas de détérioration et de fusion des combustibles, le risque de « criticité » (emballement de la réaction en chaîne) est plus grand car la masse critique du plutonium est le tiers de celle de l'uranium 235 (celui-ci n'étant d'ailleurs pas séparé des autres isotopes en cas de fusion et ne représentant au maximum que 3,5 % de la masse totale de l'uranium du combustible UO₂).

Ce risque de criticité peut se présenter également dans les usines de fabrication du combustible MOX ou dans les usines de retraitement.

Ce risque est présent également dans les piscines de stockage des combustibles irradiés en cas de perte du refroidissement, détérioration et fusion de combustibles.

- La quantité de plutonium est beaucoup plus importante dans un combustible MOX (dans un réacteur ou dans une piscine de combustibles irradiés) 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 le réacteur plus difficile à piloter mais encore, en cas d'accident, sa présence facilite la mise à nu des combustibles (plus de chaleur donc plus d'évaporation de l'eau), la détérioration et la fusion des combustibles (dans le réacteur lui-même et dans les piscines des combustibles irradiés) et, en cas d'émissions radioactives, ce qui est le cas à Fukushima, des particules de plutonium peuvent être dispersées dans l'environnement (terre et eau principalement).

Annexe : Calcul des activités comparées Uranium naturel (Unat) et MOX

Activité massique, exprimée en becquerel par gramme, des isotopes de l'uranium naturel

Isotope	U 234	U 235	U 238
Bq/g	2,30.10 ⁸	8,0.10 ⁴	1,24.10 ⁴

L'uranium est un élément naturel constitué de trois isotopes : les ²³⁴U et ²³⁸U qui sont à l'équilibre et l'²³⁵U. Dans une masse donnée d'uranium naturel, les activités des ²³⁸U et ²³⁴U sont donc égales, mais leurs masses respectives, très différentes, sont dans le rapport inverse de leur activité massique (la masse de l'²³⁴U est 18 550 fois plus petite que celle de l'²³⁸U).

Du point de vue pondéral, c'est l'isotope 238 qui constitue la quasi-totalité de la masse de l'uranium naturel (99,29 %). Nous calculons donc, pour 1 g d'uranium naturel, l'activité de l'isotope ²³⁸U qui est égale à celle de l'²³⁴U. Pour obtenir l'activité de l'uranium naturel, il suffit alors d'ajouter aux activités de ces deux isotopes à l'équilibre, celle l'activité de l'²³⁵U.

Activité d'**1 g** d' U_{nat} :

$$= 2 \times (0,99287 \text{ g d}^{238}\text{U} \times 1,24 \cdot 10^4) + (0,713 \cdot 10^{-2} \text{ g d}^{235}\text{U} \times 8,0 \cdot 10^4) = \mathbf{2,52.10^4 \text{ Bq/g.}}$$

Soit pour **1 kg** d' $U_{nat} = \mathbf{2,52.10^7 \text{ Bq}}$ ou $\mathbf{2,52.10^5 \text{ TBq}}$.

Pour fabriquer du MOX, l'on utilise de l'uranium appauvri et du plutonium issu du retraitement des combustibles « usés » d'un réacteur, chargé initialement en combustible à uranium (enrichi à 3,5 %).

En prenant les compositions isotopiques du plutonium calculées à La Hague nous pouvons estimer l'activité d'un kg de plutonium :

Répartition pondérale moyennes annuelles en kg par tonne retraitée

Isotope	Activité spécifique (Bq/g)	Activité combustible (TBq/t)	Poids (kg/t)	Poids (%)
²³⁸ Pu alpha	6,34.10 ¹¹	150,8	0,237	2,58%
²³⁹ Pu alpha	2,296.10 ⁹	12,45	5,422	59,06%
²⁴⁰ Pu alpha	8,40.10 ⁹	21,11	2,513	27,37%
²⁴¹ Pu bêta	3,81.10 ¹²	3,837.10 ³	1,007	10,97%
Total		4 172,3	9,180	100%

Composition de 1 kg de Pu : 25,8 g de ²³⁸Pu + 590,6 g de ²³⁹Pu + 273,7 g de ²⁴⁰Pu + 109,7 g de ²⁴¹Pu

Activité de 1 kg de Pu :

$$= (25,8 \times 6,34 \cdot 10^{11}) \text{ Bq} + (590,6 \times 2,296 \cdot 10^9) \text{ Bq} + (273,7 \times 8,40 \cdot 10^9) + (109,7 \times 3,81 \cdot 10^{12}) \text{ Bq} = \mathbf{438 \text{ TBq}}$$

Si l'on admet que le MOX est composé de 7 % de Pu et de 93 % d'uranium appauvri, l'activité de 1 kg de MOX sera de $438 \cdot 10^{12} \times 0,07 = 30,66 \cdot 10^{12}$ + l'activité de l'uranium appauvri dont la valeur est beaucoup plus faible (de l'ordre de $2,5 \cdot 10^7 \times 0,93$). L'activité du MOX est complètement dominée par celle du plutonium tout seul et l'activité alpha par celle du ²³⁸Pu.

L'activité totale du combustible MOX (« neuf ») est essentiellement constituée par l'activité bêta du ²⁴¹Pu.

L'activité de **1 kg de MOX (environ 30,7 TBq) est de l'ordre d'un million de fois plus importante que celle d'un kg d'uranium naturel (environ 2,5 10⁵ TBq).**

Gros Plan n° 4

Le Blayais dans la tempête ou merci au bogue de l'an 2000 »

par Monique Sené (GSIEN)

(Fac-similé de l'article publié dans le n° 18 des « Cahiers de Global Chance », janvier 2004)

Le 27 décembre 1999 la tempête qui traverse la France atteint le site du Blayais où 3 tranches sur quatre sont en production, la quatrième est en arrêt maintenance.

Vers 18h30 les premiers effets de la tempête provoquent l'interruption de l'alimentation électrique auxiliaire 225 kV des quatre tranches. Le réseau 400 kV reste disponible pour évacuer l'énergie produite par les 3 réacteurs en production et assurer l'alimentation de la tranche 3 à l'arrêt.

Vers 20h50, au plus fort de la tempête, une surtension sur le 400 kV provoque l'arrêt des réacteurs 2 et 4. Les diesels de secours démarrent automatiquement pour assurer l'alimentation électrique. Par contre 1 et 3 restent connectés au 400 kV.

Les diesels ont démarré, merci au bogue de l'an 2000...

Mais la tempête fait toujours rage et l'eau monte dans les réacteurs 1 et 2 pour cause de digue insuffisante et d'une mauvaise protection de leurs galeries internes. L'eau s'infiltré via une porte coupe-feu déformée puis ouverte sous l'effet de la pression, dans les galeries de la paire 1/2. L'eau a circulé de trémies en trémies noyant les diverses galeries électriques et celle de précontrainte (réacteur 1) sous le réacteur et ce jusqu'aux puisards du bâtiment combustible.

La tranche 1, toujours en fonctionnement, s'arrête (0h30) en raison de l'encrassement des tambours filtrants de la prise d'eau : en clair l'eau charrie des tas de cochonneries qui bouchent les grilles et le refroidissement n'est plus assuré.

Toute la nuit les équipes vont se battre pour pomper l'eau et essayer de récupérer les possibilités de refroidissement du réacteur 1.

A 9 heures le Plan d'Urgence Interne est déclenché car le réacteur, alimenté par le 400 kV est certes refroidi par ses générateurs de vapeur ce qui assure l'évacuation de la puissance résiduelle du réacteur (25 MW). Mais il n'y a qu'une voie de secours disponible pour assurer le refroidissement des joints des pompes primaires. De plus les pompes du circuit d'injection de secours (RIS) et les pompes du circuit d'aspersion de l'enceinte (EAS) sont noyées sous 1,5 m d'eau.

Il faudra attendre encore 2 h (soit 11 h du matin) pour que le réacteur 1 soit enfin sur son circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA) (température 177 °C et pression inférieure à 32 bars). Sa puissance résiduelle est alors de 20 MW.

La tranche 1 a donc pendant 10 h fonctionné sans filet.

La crainte du bogue de l'an 2000 a heureusement aidé : les équipes avaient été entraînées et ont travaillé comme des chefs.

N'empêche, la tempête a frappé et même s'il s'agit finalement d'un simple incident, ce fut très juste. Comme écrit l'Autorité de sûreté « en raison d'une part de la dégradation notable de la fiabilité de matériels importants pour la sûreté, et d'autre part de l'indisponibilité totale de plusieurs systèmes de sauvegarde, l'incident, d'abord classé niveau 1 de l'échelle INES, a été reclassé au niveau 2 le 29 décembre ».

Le réacteur n'a tout de même été ramené en arrêt froid qu'au bout de 10 heures et pendant tout ce temps, il n'y avait aucun moyen supplémentaire pour refroidir le réacteur : il est clair que le personnel a travaillé sans filet mais rien de plus n'est arrivé... Tant mieux et bravo pour les équipes

techniques d'EDF.

Merci aussi aux exercices de préparation du bogue mais attention à tenir compte des avis sur les problèmes d'eau : la digue était trop basse et les bâtiments étaient toujours inondables contrairement aux affirmations d'EDF. Or, l'Autorité de Sûreté avait demandé le rehaussement des digues mais EDF avait négocié un délai, délai à l'origine de l'inondation pouvant conduire à un désastre.

Il ne faut pas compter sur la chance quand il s'agit de sûreté.

Notons cependant que, contrairement à ce qui a été souvent affirmé dans les media, la marée du 27 décembre 1999 n'avait un coefficient que de 77. La tempête aurait pu se produire au moment d'une marée de coefficient 118. L'incident grave aurait pu dégénérer en accident majeur, avec des routes impraticables s'il avait fallu évacuer¹.

Il n'est pas non plus rassurant de consulter sur le site de l'ASN la liste des incidents qui se sont produits par la suite dans la même centrale et dont nous retenons celui-ci :

Centrale nucléaire du Blayais - 4 réacteurs de 900 MWe - Blayais – EDF.

Le 28 décembre 2001, l'exploitant a découvert dans le cadre de ses procédures de surveillance que les aérations des locaux contenant les groupes électrogènes de secours du réacteur 4 étaient totalement obturées. Publié le 28/12/2001

¹ - Source : Bella Belbéoch, « Le Blayais : la tempête du 27 décembre 1999 et les inondations à la centrale du Blayais : la sécurité absolue ne peut pas exister. Où l'on perçoit comment une situation peut dégénérer en accident majeur ». La Gazette Nucléaire, 181/182, avril 2000.