

LA GAZETTE

NUCLEAIRE

Prix : 5 € • Abonnement (1 an) :
France : 23 €
Étranger : 28 €
Soutien : à partir de 28 €

Publication du groupement
de Scientifiques pour l'Information
sur l'Énergie Nucléaire
(GSIEN)

39^e année (2015)
ISSN 0153-7431
Trimestriel
Décembre 2015

278

DERNIER NUMÉRO DE L'ANNÉE : N'OUBLIEZ PAS VOTRE RÉABONNEMENT !

RIEN NE VA PLUS

EDITORIAL

La Russie, la Chine « taillent des croupières » à AREVA (Le Monde-29/30 nov 2015). Eh oui depuis 2007 rien pour AREVA et 4 réacteurs à l'Égypte vendue par Moscou, 1 réacteur (100 % chinois) à l'Argentine.

Il ne faut pas s'étonner, mais mieux vaudrait se lancer dans les renouvelables. Il est vrai que cela tarde à se développer dans l'Europe et les USA donc ce n'est pas étonnant. J'ignore si le rassemblement de début décembre va avoir un effet déclencheur, mais il faut le souhaiter. Par contre AREVA récolte les fruits de son manque de sérieux signalé par les Finlandais et cause des longs délais de construction des EPR.

De plus selon l'ASN, AREVA n'a pas suivi ses rappels à l'ordre :

« L'ASN a rendu publique le 7 avril 2015 une anomalie de la composition de l'acier dans certaines zones du couvercle et du fond de la cuve du réacteur de l'EPR de Flamanville.

La nouvelle réglementation de 2005 relative aux équipements sous pression nucléaires prévoit de qualifier les procédés de fabrication, non seulement en faisant des essais sur les zones les plus sensibles (zones les plus sollicitées mécaniquement ou zones de soudure), mais également en réalisant des essais sur les zones courantes des pièces sous pression.

L'ASN a donc rappelé à AREVA en juillet 2007 la nécessité de réaliser des essais complémentaires en zone courante sur les équipements destinés à l'EPR de Flamanville.

Le premier dossier concernant le couvercle et le fond de la cuve a été transmis par AREVA à l'ASN en 2008.

Un nouveau dossier a été transmis en 2010 à la suite de discussions avec l'ASN. Ces dossiers mentionnaient quelques résultats de tests très partiels, visant à identifier l'orientation des pièces à l'état d'ébauche, ces tests n'étant en aucune manière susceptibles d'apporter une démonstration de la qualité des parties courantes de la cuve.

L'ASN a donc confirmé en mars 2011 son exigence de réalisation d'essais complémentaires.

AREVA a proposé en 2012 le programme d'essais correspondant, dont les premiers résultats ont été transmis fin 2014 à l'ASN, qui a engagé leur analyse. »

Mais l'ASN, l'IRSN et les Groupes Permanents Usines et Appareils à Pression ont demandé des essais complémentaires qui n'arriveront qu'en 2016.

À mon avis du temps perdu, car cette cuve ne répondra jamais aux critères réglementaires : sa calotte de fond présente des hétérogénéités (trop de carbone donc un glissement vers la fonte). Elle viole le premier principe de la défense en profondeur et rien n'y changera :

• **Le premier niveau de défense a pour objet de prévenir les incidents : pour les équipements, des dispositions sont définies pour assurer un haut niveau de qualité de leur conception et de leur fabrication. En particulier, l'exigence d'utilisation des meilleures techniques disponibles citée à l'annexe 1 du décret du 13 décembre 1999 relatif aux équipements sous pression, contribue au premier niveau de défense en profondeur. Par ailleurs, afin d'assurer un haut niveau de qualité, des exigences spécifiques sont définies pour les caractéristiques des matériaux afin de garantir que le matériau est suffisamment ductile et tenace. Enfin, l'élaboration d'un matériau qui présente un risque d'hétérogénéité de ses caractéristiques doit faire l'objet d'une qualification technique ayant pour objet d'assurer que les composants fabriqués dans les conditions et selon les modalités de la qualification auront les caractéristiques requises.**

La rupture de la cuve est exclue au stade de la conception : exclure la rupture d'un composant conduit à ce que sa défaillance ne soit pas postulée dans la démonstration de sûreté. Ainsi, aucune disposition n'est prévue au titre du troisième niveau de la défense en profondeur pour limiter les conséquences de sa défaillance. De ce fait, l'hypothèse d'exclusion de rupture nécessite de renforcer les deux premiers niveaux de la défense en profondeur pour atteindre un niveau de sûreté satisfaisant »

• **Le deuxième niveau de défense a pour objet de détecter la survenue de tels incidents et de mettre en œuvre les actions permettant, d'une part, d'empêcher que ceux-ci ne conduisent à un accident et, d'autre part, de rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, d'atteindre puis de maintenir le réacteur dans un état sûr. Pour les équipe-**

SOMMAIRE

Éditorial	1
Suite Édito	2
-Contrat de Développement Territorial de Paris Saclay II	2
-Penly (Normandie)	3
-Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs interpelle l'État	3
-Note d'info EDF : Écart de conformité sur les tuyauteries du circuit de refroidissement intermédiaire	3
-Lundi 21 septembre, Incident Cruas-Meysse	4
-Risques sur le chantier de démantèlement SPX : non à l'impunité !	4
- L'EPR d'Areva en Finlande bientôt à l'essai après de nombreux retards ;	5
-Projet décision ASN fixant au CEA des prescriptions applicables à Saclay	5
-Un ancien ingénieur de Tihange tire la sonnette d'alarme	6
• Analyse de la démarche proposée par AREVA la tenue de l'EPR de Flamanville 3	8
• Rapport IRSN/2015-00010 et Avis et recommandations du GPESPN du 30/09/2015	12
Et commentaires GSIEN	13
SEMINAIRE INTERNATIONAL	
• Exposé sur la sûreté des réacteurs (M.Sené)	14
• Exposé sur les coûts (B. Laponche)	19
• LES PISCINES DE DESACTIVATION DES REACTEURS - Petite présentation	25
• L'ASN et l'ASND demandent au CEA de revoir la stratégie de démantèlement de ses installations nucléaires	29

Site Web :

www.gazettenucleaire.org/~resosol/Gazette/

e-mail : m-r.sene@wanadoo.fr

Abonnement – courrier

Soutien financier : GSIEN

2 allée François Villon -91400 ORSAY

Fax : 01 60 14 34 96

ments, cela nécessite que leurs hypothèses de conception demeurent vérifiées au cours de l'exploitation, en particulier :

-des dispositions d'exploitation permettent d'assurer que l'équipement est utilisé dans le domaine de fonctionnement défini par hypothèse à la conception,

-des dispositions de maintenance permettent d'assurer que l'équipement reste dans un état conforme à celui considéré au moment de la conception;

• **Le troisième niveau de défense** a pour objet de maîtriser les accidents n'ayant pu être évités ou, à défaut, de limiter leur aggravation en retrouvant la maîtrise de l'installation afin de la ramener et de la maintenir dans un état sûr: pour les équipements, des dispositions sont mises en œuvre pour limiter les conséquences de leur défaillance;

• **Le quatrième niveau de défense** a pour objet de gérer les situations d'accident consécutives à l'échec des dispositions des trois premiers niveaux de défense en profondeur de façon à en limiter les conséquences, notamment pour les personnes et l'environnement. Ce quatrième niveau permet de gérer les situations d'accident avec fusion de combustible;

• **Le cinquième niveau de défense** concerne l'intervention des pouvoirs retrouvant la maîtrise de l'installation afin de la ramener et de la maintenir dans un état sûr: pour les équipements, des dispositions sont mises en œuvre pour limiter les conséquences de leur défaillance;

Ces niveaux de défense sont suffisamment indépendants pour que la défaillance d'un niveau ne remette pas en cause la défense en profondeur assurée par les autres niveaux.

Étonnant cette assurance d'indépendance entre les niveaux, alors qu'ils s'imbriquent: quand l'accident s'enclenche, plus rien ne peut le stopper et c'est de cela qu'il faut prendre conscience. De plus il est impossible de modéliser un accident à venir sinon les parades seraient déjà existantes. On peut utiliser les problèmes passés pour améliorer cette fameuse « défense en profondeur », mais on ne peut pas prédire l'avenir.

.....

Petite scénette inspirée par la réunion du GPESPN cuve EPR du 30 septembre 2015
 Raymond Sené (GSIEN)

Nous sommes à la sortie d'un péage sur l'autoroute.

Un gendarme arrête une voiture et un dialogue s'instaure :

-Gendarmerie nationale, pouvez-vous sortir de votre véhicule

-Mais oui monsieur le gendarme

-Constatez vous-même. Vous êtes en infraction au code de la route, les pneus de votre voiture ont dépassé le degré d'usure réglementaire. Ils sont pratiquement lisses.

-Je ne comprends pas, monsieur le gendarme. Cela fait des mois que je roule ainsi et je n'ai jamais eu d'accident.

-Le code de la route est strict. La profondeur des crans des pneumatiques doit être, au minimum, de 1,6 mm.

-Ce n'est pas un problème, je m'appelle Monsieur Ah Rêva, et je vais faire changer cette réglementation stupide.

-Mais monsieur, cela restera dangereux par temps de pluie.

-D'abord quand il pleut, je ne sors pas, et puis, il n'y a qu'à modifier les revêtements de route pour qu'ils évacuent instantanément l'eau. Il suffit également de décider que ma voiture est en situation d'exclusion de glissade. Donc les item 1 et 2 de la défense en profondeur seront automatiquement satisfaits (excellence de la conception, de la réalisation, de la fabrication, des contrôles comme chez VW). De plus en élargissant le domaine du 5^e item, l'augmentation de l'action des pouvoirs publics permettra d'accroître le nombre des gendarmes qui établiront des distances de sécurité autour de mon véhicule afin d'éviter qu'en cas improbable, voire exclu, de glissade il y ait la moindre collision.

Donc, monsieur le gendarme, ne perdez pas votre temps en importunant les gens sérieux. Vous avez certainement mieux à faire. Tenez, regardez qui arrive: des gens du voyage...

PS: Il manque un 6e item dans la logique de la défense en profondeur :

6: Renforcer et contrôler la communication. Dans notre exemple, elle pourrait être confiée à l'association des écologistes pour le dérapage, ou à la société française de défense des pneus lisses.

Nota: pourquoi m'embêtez vous avec les pneus lisses puisque le constructeur a prévu les pare-choc et les volumes d'écrasement ad-hoc.

Quelques commentaires suite à la réunion du GPESPN cuve EPR du 30 septembre 2015

Cette réunion était surréaliste!!!! Nous avons eu un exercice prodigieux de falsification de données physiques.

Nous disposons d'un important paquet de résultats de points de mesure regroupés sur un joli diagramme.

Une courbe enveloppe « à ne pas franchir » est positionnée à partir de nombreuses mesures antérieures et des critères de sûreté qui ont piloté sa définition.

Malgré le fait que les points de mesure sont présentés sans aucune incertitude instrumentale, il est formulé que la « marge » est trop faible. « Il faut lui donner du gras ».

Alors que faire ?

Le "sens de l'ingénieur" propose 2 solutions :
 -on décale ladite courbe enveloppe à l'aide d'arguments fumeux,

-on déplace le nuage de points, en bloc, (de préférence dans le bon sens) à l'aide d'arguments aptes à faire hurler le comité de lecture de n'importe quelle revue scientifique sérieuse, ... et hop, le tour est joué.

Tout cela pour satisfaire une réglementation déjà assez souple et éviter que la calotte du fond de cuve soit déclarée non conforme.

C'était évident depuis au moins 2009, mais AREVA s'est dépêché de monter la cuve, de lui souder tout ce qui devait l'être, de bien bloquer l'objet dans le puits de cuve ... donc de franchir un point de non-retour.

Le pinaillage a surtout porté sur le couvercle. Les têtes pensantes se sont décidées à faire des mesures sur ... une calotte de couvercle jugée représentative, calotte UK destinée à un hypothétique EPR grand breton.

La grande zone de ségrégations positives importantes (charge en carbone trop importante) y a été explorée ... mais, compte tenu de la variabilité des lingots, quelle est la représentativité ???

La démarche est d'autant plus surprenante que la calotte destinée à faire le couvercle de FA3 est farcie de trous pour le passage des commandes de barres de commandes, pour l'instrumentation du coeur. Les perçages ont généré des « copeaux » qui auraient permis après analyses, de faire une cartographie fine de la composition de cette calotte. Mais personne n'y a pensé (????) et les copeaux sont partis à la poubelle (?)... encore une erreur du service de nettoyage!

Si on essaye de comprendre la philosophie de cette journée de discussions (ésotériques), il semblerait que pudiquement « on » oublie la calotte inférieure du fond de cuve, mais « on » s'acharne sur celle du couvercle. C'est logique, il est possible de façonner un nouveau couvercle, alors que la décision de rebuter le fond de cuve serait une catastrophe industrielle.

C'est bien un dernier paramètre qui n'a pas été évoqué, mais qui est manifestement sous-jacent à toutes ces discussions: le CAC 40.

.....

La gazette vous présente un point sur le grand Paris, elle s'attarde aussi sur les problèmes EPR

Comme avec Bernard Laponche nous sommes allés faire un tour au Brésil où AREVA avait éventuellement un contrat pour construire un réacteur commencé, il y a 30 ans par Siemens qui avait livré le réacteur (ANGRA3), mais est parti sans le terminer. Des groupes (dont le Sénat) se sont émus et ont voulu faire un point. Compte-tenu des ressources potentielles du Brésil: soleil, vent, hydraulique... il n'est pas raisonnable de passer au nucléaire même s'il existe des mines d'uranium. De toute façon comment construire de nos jours un réacteur datant des années 1970? Difficile car les techniques ont changé, les fabricants n'existent plus...

Puis la gazette s'attarde sur les problèmes de démantèlement du CEA. Une bonne nouvelle, le réseau a trouvé inique que EDF passe outre des prescriptions ASN et a fait appel dans un procès sur un site en démantèlement. Et, en appel, le réseau a gagné: EDF devrait avoir une amende.

Malgré une ambiance tendue et des gros problèmes de sécurité, je vous souhaite une fin d'année paisible avec vos proches et une bonne année 2016

Suite EDITO

Contrat de Développement Territorial de Paris Saclay II : l'autorité environnementale dézingue le projet CAS Orsay

Dans un article, nous avons illustré, sur le cas de la circulation routière et de la qualité de l'air, combien le Contra de développement

Territorial (CDT) Paris Saclay version 2 était une simple juxtaposition de projets sans vision globale et sans concertation. En gros on va construire, de part et d'autre de la N118, une ville avec des logements, écoles, équipements universitaires et sportifs, etc. sans faire aucune prévision sérieuse de l'augmentation du trafic

sur cette autoroute et sans étude d'impact sur la santé des riverains.

Depuis, nous sommes allés consulter l'avis de l'autorité environnementale (Ae) sur le CDT, et nous avons constaté qu'ils ne disaient pas autre chose que nous, sauf qu'en termes plus diplomatiques les choses sont dites. Mais

là, ce ne sont plus les olibrius de CAS qui le disent, ce sont de « vrais » experts.

Ainsi, dans la synthèse de cet avis, on note (p. 3 et p. 4) deux recommandations :

« compléter l'évaluation environnementale (état initial, analyse des impacts, mesures de réduction) pour ce qui concerne la modélisation des déplacements, et leurs conséquences pour la qualité de l'air et mettre en œuvre des dispositifs permettant de la suivre en continu. »

En clair : faire une étude d'impact du trafic routier sur la qualité de l'air

« mieux justifier les motifs, en particulier environnementaux, pour lesquels certains projets présentés sont retenus au regard des autres variantes envisageables, en particulier pour les projets routiers et ceux susceptibles d'affecter les lisières boisées »

Ben oui, mais aucune variante n'a été envisagée...

Plus loin, dans le détail de l'avis, p. 13 :

«... le volet relatif à la qualité de l'air reste encore incomplet : en dépit des compléments apportés par rapport à la première version du CDT, l'évaluation environnementale n'apporte pas d'information même qualitative sur les concentrations des principaux polluants à proximité des axes routiers ou des projets du CDT »

C'est clair et net : l'Ae considère qu'aucune étude d'impact sur la qualité de l'air n'est présentée dans l'étude d'impact. Et en caractère gras, p. 14 :

« L'Ae recommande que l'état initial soit complété par une estimation de la qualité de l'air sur le territoire du CDT, à minima pour les principaux paramètres (oxydes d'azote, particules fines, ozone). Compte tenu des impacts prévisibles des nombreux projets du CDT, elle recommande que ces indicateurs fassent l'objet d'un suivi en continu sur le territoire, en particulier pour être en capacité d'en évaluer l'enjeu avant réalisation du CDT et pour en connaître l'impact tout au long de la vie des différents projets. »

Plus loin, p. 15, au sujet de l'ensemble des projets routiers :

« Pour l'Ae, en l'absence de données et d'une évaluation pertinente sur les impacts de ces projets sur la qualité de l'air et sur l'ambiance sonore, l'argument consistant à s'appuyer principalement sur l'objectif de « fluidification du trafic » ne saurait constituer une justification environnementale. »

En clair : l'argument « pas de bouchons, pas de pollution » n'a pas convaincu les experts... la ficelle était effectivement un peu grosse.

Etc. etc. On est effarés devant tant de négligence : les impacts du projet ne sont pas étudiés sérieusement. Et la qualité de l'air n'est qu'un exemple, mais il y en aurait bien d'autres : gestion de l'eau, des paysages, absence de compensation écologique, parkings, consommations énergétiques, émissions de gaz à effet de serre... L'avis de l'autorité environnementale, bien qu'arrondissant les angles autant que de possible, est carrément assassin. Il dit en substance que l'étude impact environnementale est insuffisante, et sous-entend que, si elle avait été bien faite, le projet serait recalé. C'est une bombe.

Le truc qui tue : sous le sérieux des experts qui ont analysé cette bouillie pour chat, pointe l'ironie (p. 16) :

« on pourrait s'attendre, sur ce territoire d'innovation, à ce que les projets du CDT témoignent d'une ambition particulière en

matière de prise en compte de l'environnement, à la hauteur de l'ampleur de ses impacts. En particulier, s'agissant de la création quasiment ex nihilo de nouveaux quartiers, ces développements pourraient intégrer systématiquement les solutions issues des travaux (études et recherches) visant à promouvoir une urbanisation économe en espace et en énergie. L'état d'avancement des différentes fiches "projet" n'en apporte pas encore la démonstration. »

Pas encore... mais quand ?

PENLY (Normandie)

Présidée par Blandine Lefèvre, nouvelle présidente, la commission locale d'information sur le nucléaire (CLIN) Paluel-Penly s'est réunie le vendredi 6 novembre à Cany-Barville, près de Dieppe (Seine-Maritime).

Une réunion qui n'est pas ouverture aux médias mais pour la première fois la présidente de la CLIN a organisé une conférence de presse à l'issue de cette réunion annuelle destinée à revenir sur douze mois d'activité dans les deux centrales nucléaires implantées en Seine-Maritime.

Représentant de **Stop EPR ni à Penly ni ailleurs**, Alain Corrêa a assisté à cette réunion en sa qualité de **membre associatif de la CLIN et membre du bureau de la CLIN**.

Il a été satisfait d'apprendre que conformément au souhait de Ségolène Royal, ministre de l'Ecologie, « des contacts avec la Grande-Bretagne devraient être pris par la CLIN ». Ce afin d'intégrer une personnalité britannique au sein de la CLIN Paluel-Penly.

« Suite à l'exercice perturbé (forains qui ont bloqué Rouen) du 13 octobre relatif à la centrale nucléaire de Penly, un deuxième COD devrait être mis en place à la préfecture de Rouen », indique aussi Alain Corrêa.

Une réunion publique aura lieu à Grainville la Teinturière en tout début février 2016 avec pour thème les visites décennales VD3 des 4 réacteurs de Paluel (précisée lors de la réunion communication du 12 novembre prochain). « Nous demandons la retransmission en direct sur Internet de cette réunion afin de permettre au plus grand nombre de suivre les débats », indique Alain Corrêa. Pas bête car organiser en plein mois de février une réunion en nocturne à Grainville-la-Teinturière, c'est comme si vous vouliez rester entre amis... À cette heure, cette proposition de Sortir du Nucléaire n'a pas été retenue par la CLIN. Pas plus que l'installation de manches à air sur les centrales de Paluel et Penly. « Pourtant, c'est un équipement simple et peu coûteux qui peut être précieux en cas d'incident. En fonction d'où vient le vent, le protocole de confinement de la population et de prise d'un cachet d'iode peut être différent », souligne Alain Corrêa.

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs interpelle l'État

Le 13 octobre 2015 aura lieu autour du CNPE de Penly un exercice national de crise nucléaire. Depuis sa création, le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs dénonce le caractère artificiel, les insuffisances voire les défaillances de tels exercices. Ce sont plus des exercices de communication que des exercices d'accident.

L'objectif d'EDF et de la préfecture de Seine-Maritime est de tester les « dispositifs d'alerte ». Il s'agira d'un simple exercice d'Etat-Major. La population une fois encore sera tenue à l'écart de l'événement alors qu'elle sera la première touchée par un accident nucléaire. Les autorités se contentent par un communiqué sibyllin d'inviter les habitants « à s'impliquer, s'ils le souhaitent en effectuant les gestes de première nécessité chez eux. Dans la ville, aucun exercice ne sera imposé aux habitants. »

Une telle démarche au rabais n'est pas acceptable après l'expérience tragique de Fukushima et au vu du vieillissement des réacteurs nucléaires en particulier sur le littoral normand. Alors que l'instruction interministérielle du 2 décembre 2013 reconnaît les limites d'exercices coupés du terrain, il conviendrait que l'Etat mette enfin en œuvre des moyens à l'échelle du risque atomique.

Face à cette défaillance de l'État nucléaire nous ne pouvons rester inactifs

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs sera présent sur le terrain aux côtés des habitants des communes de Saint-Martin-en-Campagne, Berneval-le-Grand et Penly pour observer si l'information a été reçue par tous, si chacun a conscience de la nécessité de se préparer à l'échéance inéluctable d'un accident nucléaire et si les pouvoirs publics locaux sont en mesure d'apporter aide et conseil à leurs administrés.

Cet exercice d'accident est par ailleurs l'occasion de présenter l'enquête que nous avons menée sur l'utilité des nouvelles technologies de l'information et de la communication pour alerter les populations face aux risques technologiques et naturels. En complément des vétustes sirènes et de l'obsolète dispositif SAPPRE, l'Etat pourrait utiliser les réseaux de téléphonie mobile et ainsi communiquer très rapidement des informations vitales aux populations et aux activités menacées.

À ce jour l'Etat n'a apporté aucune réponse claire à cette proposition. Des obstacles juridiques et techniques gêneraient la mise en œuvre d'un tel dispositif au combien nécessaire comme l'a donné à voir l'exemple récent des orages dans le Sud-Est.

Les observations que nous établirons le 13 octobre nous permettront de réaffirmer nos revendications et d'appeler l'Etat à enfin prendre la mesure du risque nucléaire. Le devoir de subir nous donne le droit d'exiger non seulement sûreté et protection mais une information rapide, claire et précise.

Contact presse national :

Alain Correa - 06 70 90 37 88

Contact presse local :

Sylvie Sauvage - 06 08 71 79 61

Note D'information EDF Écart de conformité sur les tuyauteries du circuit de refroidissement intermédiaire (sur 28 réacteurs de 900 MW- les CPY)

Le circuit de refroidissement intermédiaire (RRI) d'une centrale nucléaire permet de refroidir, en fonctionnement normal comme en situation accidentelle, l'ensemble des matériels et fluides des systèmes auxiliaires et de sauvegarde du réacteur. Le circuit RRI est situé principalement à l'extérieur de l'enceinte de confinement.

Des études représentatives des centrales nucléaires d'une puissance de 900 MW ont mis en évidence qu'en cas de séisme hautement improbable, on ne peut garantir la tenue de certains supports de tuyauteries et en conséquence l'intégrité et l'étanchéité d'une partie du circuit de refroidissement intermédiaire.

En attendant le renforcement des supports de tuyauterie concernés, une adaptation temporaire des consignes accidentelles est mise en place afin de garantir, en cas de séisme, le repli de l'unité de production en toute sûreté.

Ces procédures temporaires de conduite permettent de garantir la possibilité de repli du réacteur par la réalimentation de secours des générateurs de vapeur ou par l'utilisation du système d'injection de sécurité avant de rejoindre le système normal de refroidissement du réacteur à l'arrêt.

EDF a décidé de procéder au renforcement des supports de tuyauteries sur tous les sites concernés. Les modifications débiteront dès 2016 et nécessiteront deux années de travaux pour être entièrement réalisées.

Cet écart de conception, dit « générique » car commun à plusieurs sites, n'a pas eu de conséquence sur la sûreté et le fonctionnement des installations concernées, ni sur l'environnement. Il a été déclaré par EDF à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) le 12 novembre 2015, au niveau 1 de l'échelle INES, échelle internationale de classement des événements nucléaires qui en compte 7.

Cet écart de conformité concerne les réacteurs du palier CPY soit 28 réacteurs 900 MW (4 Blayais, 4 Dampierre, 6 Gravelines, 4 Tricastin, 4 Chinon, 4 Cruas, 2 Saint-Laurent).

Explication ASN

Le circuit RRI assure le refroidissement de certains équipements et locaux nécessaires en situation d'incident ou d'accident. Sur les réacteurs de 900 MWe, ce circuit comprend une partie commune à deux réacteurs.

Cet événement révèle un écart de conformité qui affecte les supportages des tuyauteries de la partie commune du circuit RRI. En cas de séisme, la perte de la fonction de refroidissement assurée par ce circuit est susceptible d'entraîner, d'une part, une brèche au niveau du circuit primaire du réacteur consécutive à la dégradation des joints des pompes primaires et, d'autre part, la perte du refroidissement de la piscine de désactivation du combustible usé.

EDF a engagé un programme de remise en conformité du circuit RRI qui nécessite, en amont, la reprise des études de dimensionnement des ancrages et supportages de plusieurs composants.

Dans l'attente de la résorption de cet écart, l'ASN a demandé à EDF de mettre en œuvre des mesures compensatoires sur les réacteurs concernés. Celles-ci ont conduit EDF à modifier les procédures de conduite en situation d'accident et à requérir des moyens mobiles supplémentaires de refroidissement.

Cet événement significatif générique pour la sûreté n'a pas d'impact sur les travailleurs ni sur l'environnement, mais constitue une dégradation de la défense en profondeur contre les incidents et accidents potentiels. Il a été classé au niveau 1 de l'échelle INES.

<http://www.asn.fr/Controler/Actualites-du-controler/Avis-d-incident-des-installations-nucleaires/Risque-de-perte-du-circuit-de-refroidissement-intermediaire-en-cas-de-seisme>

..... **Lundi 21 septembre** **Incident Cruas-Meyssse - Niveau 1**

Les techniciens de la centrale EDF de Cruas-Meyssse ont détecté un écoulement dans un local abritant les dispositifs d'injection d'acide. Ces derniers sont utilisés pour conditionner l'eau alimentant les tours de refroidissement. Ce local est situé en partie non nucléaire des installations.

Dès la découverte de l'écart, les équipes ont stoppé l'utilisation de ces dispositifs d'injection et ainsi l'écoulement.

Des mesures de pH et de sulfates ont été réalisées dans des puits de prélèvement sur le site. Les analyses montrent que les valeurs obtenues dans les puits se situant à proximité de la bordure du site sont normales.

Les mesures effectuées dans le puits le plus proche du local concerné indiquent une valeur de pH légèrement inférieure et une concentration de sulfate plus élevée. Cette concentration est similaire à la concentration présente dans certaines eaux minérales.

Par précaution, les équipes de la centrale ont mis en place un dispositif de surveillance environnemental complémentaire. Un diagnostic est en cours afin d'engager les réparations nécessaires.

Cet événement, du domaine environnement, a fait l'objet d'une déclaration par la Direction de la centrale EDF de Cruas-Meyssse à l'Autorité de sûreté nucléaire, le 24 septembre.

Vous en souhaitant bonne réception.

Cordialement

Le secrétariat de la CLI Cruas Meyssse

..... **Nouvel incident technique** **à la centrale de Flamanville** **(10-11-2015)**

Depuis le mois d'août dernier, le réacteur numéro 2 de la centrale de Flamanville est à l'arrêt en raison de travaux de maintenance et de renouvellement de combustible. Néanmoins, le refroidissement de la piscine où est entreposé le combustible doit continuer à être assuré. C'est l'alimentation électrique de cette fonction de sûreté qui a connu des défaillances vendredi dernier, une alimentation assurée alors par un transformateur auxiliaire (des travaux étaient en cours sur l'alimentation principale).

Dans un communiqué, l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) affirme que *« les critères de déclenchement du plan d'urgence interne n'ont pas été atteints, et il n'y a pas eu de rejet radioactif dans l'environnement »*. L'alimentation est désormais assurée par *« un générateur diesel de secours, avec une autre alimentation de secours mobilisable en cas de besoin »*. Le gendarme du nucléaire estime qu'il faudra plusieurs jours avant que l'alimentation électrique soit réparée.

..... **Risques sur le chantier de** **démantèlement de Superphénix :** **non à l'impunité !** **EDF devant la Cour de Grenoble** **Communiqué de presse**

Comme toutes les installations nucléaires arrêtées, le réacteur en démantèlement de Superphénix, dans l'Isère, reste un site dangereux. En avril 2013, l'Autorité de sûreté

nucléaire avait adressé une mise en demeure à EDF suite à des manquements graves concernant sa capacité à gérer les situations d'urgence sur le chantier de démantèlement.

En novembre 2014, suite à une plainte déposée par le Réseau "Sortir du nucléaire" au sujet de cette affaire, EDF a été reconnue coupable de violation d'une mise en demeure par la justice, ce qui constitue une première.

Mais, de manière incompréhensible, le Tribunal correctionnel de Bourgoin-Jallieu a dispensé de peine EDF.

Pour protester contre cette impunité, le Réseau "Sortir du nucléaire" a fait appel de cette décision. L'audience aura lieu le 23 novembre 2015, à 14h, à la Cour d'appel de Grenoble.

Une gestion chaotique de la sécurité du chantier de démantèlement

Sur le site de Creys-Malville, dans l'Isère, l'ancien surgénérateur Superphénix côtoie l'Atelier pour l'entreposage du combustible (APEC), où sont stockées des tonnes d'assemblages de combustible au plutonium neuf et usé. Sur le chantier de démantèlement du réacteur, 400 personnes travaillent quotidiennement à proximité de substances à risques (matériaux irradiés, sodium).

La gestion de la sécurité du site en démantèlement est, à l'image des douze années de fonctionnement du réacteur, chaotique. Lors d'une inspection menée du 30 mai au 1er juin 2012, l'ASN a constaté que l'organisation prévue en cas de situation d'urgence était défaillante et n'aurait pas permis de faire face à un feu de sodium, ni d'accueillir convenablement les secours tout en assurant la surveillance du site. Le 5 juillet 2012, l'ASN a donc mis EDF en demeure de renforcer les moyens de gestion des situations d'urgence sur le site.

Une mise en demeure de l'ASN bafouée

Dans la nuit du 25 au 26 avril 2013 et dans la journée du 30 avril 2013, l'ASN a mené une nouvelle inspection, afin de vérifier, à l'occasion d'un exercice de gestion de crise, que les mesures prises par l'exploitant à sa demande étaient mises en œuvre et opérationnelles... ce qui était loin d'être le cas ! Le personnel n'était toujours pas formé et entraîné aux situations d'urgence, l'organisation interne ne permettait toujours pas l'intervention efficace des secours et les téléphones prévus pour les communications d'urgence ne fonctionnaient même pas correctement.

Ces graves défaillances mettant clairement en danger les travailleurs du site, la population et l'environnement, le Réseau "Sortir du nucléaire" a porté plainte le 14 novembre 2013. Le Parquet a décidé d'engager des poursuites contre EDF-CIDEN¹ pour le délit de non-respect d'une mise en demeure de l'ASN, une première en France.

EDF reconnue coupable... mais dispensée de peine !

Le 5 nov. 2014, le Tribunal correctionnel de Bourgoin-Jallieu a reconnu EDF-CIDEN coupable, mais l'a dispensé de peine. Les graves manquements constatés sur le site de Superphénix sont certes enfin considérés comme des infractions, qui viennent alourdir le casier judiciaire déjà chargé d'EDF. Mais il est inadmissible qu'un tel message d'impunité soit envoyé aux exploitants délinquants.

En effet, reconnaître la culpabilité d'EDF tout en la dispensant de peine revient à la dédouaner de ses responsabilités et à relativiser la gravité de l'infraction commise (2). Une

telle dispense revient également à remettre en cause l'autorité, les prérogatives et les pouvoirs de sanctions-déjà très minces et sous utilisés-de l'ASN.

Le Réseau Sortir du Nucléaire a donc fait appel. L'affaire sera examinée par la Cour d'Appel de Grenoble, le 23 novembre 2015 à 14h. Le Réseau Sortir du Nucléaire et le Groupe local Sortir du Nucléaire Isère appellent à se rendre à la Cour et à assister à l'audience.

Consulter le dossier juridique :

<http://www.sortirdu nucleaire.org/Superphenix.MED>

Dernières Nouvelles (France3-Alpes)

Reportage Aurélie Massait et Vincent Habran

EDF devant la Cour d'appel de Grenoble après une plainte de "Sortir du Nucléaire" pour des manquements sur le site de Superphénix

20000 euros d'amende ont été requis en appel contre EDF, ce lundi 23 novembre. Reconnue coupable de ne pas s'être conformé à une mise en demeure de l'Autorité de Sûreté Nucléaire, EDF avait été dispensée de peine en 2014. Mais "Sortir du Nucléaire" a fait appel, d'où ce procès.

Tout remonte à 2012, alors que la catastrophe de Fukushima est encore dans toutes les têtes. Lors d'une inspection menée les 30 mai et 1er juin 2012, l'Autorité de Sûreté Nucléaire, l'ASN, "gendarme" du nucléaire en France, constate notamment que *"les dispositions prises ne sont pas suffisantes pour faire face à un feu de sodium"*, que *"l'exploitant n'était en mesure ni d'accueillir ni d'orienter convenablement les secours extérieurs"*.

Le 5 juillet 2012, l'ASN met donc en demeure EDF *"de modifier son organisation d'intervention"*. Il s'agit de renforcer les moyens de gestion des situations d'urgence à Superphénix-Creys Malville

Fin avril 2013, l'ASN mène une **nouvelle inspection**. Mais *"le bilan de cette inspection n'est pas satisfaisant"*. *"La nouvelle organisation est bien déclinée, mais les acteurs n'ont pas été en mesure de l'appliquer correctement lors de l'essai."*

Suite à cette inspection, le réseau **"Sortir du nucléaire"** porte plainte. Le 5 novembre 2014, le Tribunal Correctionnel de Bourgoin-Jallieu reconnaît EDF coupable de ne pas s'être pas conformée à la mise en demeure de l'ASN. Peine encourue: 2 ans d'emprisonnement et 75000 euros d'amende.

Mais le Tribunal dispense de peine EDF puisqu'il *"ressort des éléments du dossier qu'EDF s'est conformée à la mise en demeure de l'ASN à la suite de l'inspection survenue en avril-mai 2013."*

"Sortir du Nucléaire" ne l'entend pas de cette oreille. Le réseau titre ainsi son communiqué de presse: *"Risques sur le chantier de démantèlement de Superphénix: non à l'impunité!"*

L'organisation fait appel, dénonçant l'abus de sous-traitance sur le site. Et c'est son recours qui a été examiné ce lundi par la Cour d'appel de Grenoble. Le ministère public a requis 20.000 euros d'amende. Le jugement a été mis en délibéré au 11 janvier 2016.

2. EDF encourait une amende de 375000 euros en tant que personne morale.

.....

L'EPR d'Areva en Finlande bientôt à l'essai après de nombreux retards

Eurajoki (Finlande) - Retards répétés, responsabilités diluées, contrôles déficients: l'interminable construction du réacteur nucléaire EPR en Finlande devrait bientôt toucher à sa fin en entrant dans sa phase d'essai.

Initialement prévue en 2009, la mise en service du réacteur EPR dans la centrale d'Olkiluoto (ouest), dont le chantier a débuté en 2005, est maintenant programmée pour 2018.

Les deux principaux protagonistes de cette affaire, Areva, qui le construit avec l'Allemand Siemens, et l'exploitant finlandais TVO, ont assuré, lors d'une visite de presse destinée à promouvoir leur entente, entamer en 2016 la phase d'essai, désireux de prouver que leur épopée prendrait bientôt fin.

Pourtant, les deux groupes se rejettent chacun la responsabilité des retards et ont porté leur différend devant un tribunal d'arbitrage. Areva réclame 3,4 milliards d'euros et TVO 2,6 milliards.

Comment en sont-ils arrivés là ?

Pour le régulateur nucléaire finlandais (STUK), c'est simple. Areva en tant qu'entreprise n'avait jamais géré un projet comme celui-ci. Il y avait un manque de savoir-faire au début, relève son directeur adjoint Tapani Virolainen, qui inspecte le chantier depuis le début.

La Finlande fut le premier pays à tester l'EPR. La France a lancé la construction du sien à Flamanville (Manche, nord-ouest) en 2007, lui aussi touché par une multitude de problèmes, mais qui devrait être en service en 2017, un an avant l'EPR finlandais.

Malgré l'expérience énorme d'Areva pour équiper des réacteurs dans le monde entier, M. Virolainen a rapidement compris que la spécialité des Français était l'ingénierie, pas la gestion de projet. Ils avaient pourtant signé un contrat clés en main, offrant à l'exploitant TVO une excuse à sa passivité.

À nos yeux, TVO, en tant que donneur d'ordres, est responsable de la centrale, peu importe le type de contrat, souligne M. Virolainen, interrogé par l'AFP.

Il ajoute que l'électricien finlandais manquait aussi d'expertise, la dernière construction de réacteur nucléaire dans le pays remontant aux années 1970.

L'apparition de problèmes a surpris tous les acteurs au début. Lui et un ingénieur en charge du nucléaire au ministère de l'Économie, Jorma Aurela, pointent du doigt les défauts de la planification tracée à l'origine par Areva et Siemens.

Selon M. Aurela, les plans n'étaient pas finis alors que la construction avait déjà commencé, s'avérant très loin du niveau de détail et de la qualité exigée en vue d'un produit fini sûr et du feu vert d'un régulateur.

- Nul n'est parfait -

Lors de la visite, le chef de projet pour Areva, Jean-Pierre Mouroux, a tenu à tempérer les accusations.

On a fait au mieux, les équipes ont fait au mieux les deux côtés, insiste-t-il auprès de l'AFP. *Nul n'est parfait, on peut toujours faire mieux, ça c'est sûr. On aurait pu faire mieux.*

C'est (...) un grand projet, il y a des risques dans tous les projets, ajoute-t-il.

En Finlande, les critiques ont été virulentes.

En plus de ses innombrables remarques et d'une surveillance sur site permanente, STUK a lancé deux enquêtes approfondies en 2006 et 2011. Les rapports, consultés par l'AFP, sont accablants.

Le régulateur est intervenu quand l'étanchéité de la dalle de béton, sur laquelle est posé le réacteur, s'est montrée inadaptée.

L'enquête a révélé que des ouvriers n'étaient pas au fait des standards de sécurité propres à la construction nucléaire.

Certains d'entre eux ne parlaient aucune langue en commun avec leurs supérieurs hiérarchiques, sur un chantier où cohabitaient des dizaines d'entreprises et une soixantaine de nationalités.

Une deuxième enquête a été déclenchée quand STUK a mis au jour la conception de mauvaise qualité des générateurs diesels qui servent en cas de perte de l'approvisionnement en énergie de la centrale. Là encore, la responsabilité incombe à une planification inadéquate et une impéritie dans la sous-traitance.

Celle-ci était faite de longues chaînes d'entreprises, qui ont constitué le coeur du problème en assurant une mauvaise transmission des normes et exigences de sûreté.

Mais désormais, STUK et le gouvernement d'Helsinki estiment que la Finlande finira avec un réacteur sûr et performant.

Vers 2012, 2013, j'ai commencé à percevoir que nos messages passaient. Les documents de planification sont devenus meilleurs et aujourd'hui tout paraît aller bien pour l'équipement en systèmes automatisés, estime M. Virolainen.

Cette phase est la dernière de la construction, avant celle des tests de production d'électricité. Je regarde devant moi, a conclu M. Mouroux.

ank/hh/cbw/tll

.....

Projet de décision de l'ASN fixant au Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) des prescriptions applicables au centre de Saclay pour l'exploitation de ses installations nucléaires de base civiles, au vu des conclusions de l'évaluation complémentaire de sûreté (ECS)

Publié le 23/11/2015

En application des décisions de l'ASN du 5 mai 2011, le CEA a réalisé une évaluation complémentaire de sûreté (ECS) pour chacune de ses installations présentant le plus fort enjeu afin de prendre en compte le retour d'expérience de l'accident de Fukushima. Ainsi, l'approche de type « test de résistance » réalisée en Europe pour les réacteurs de puissance a été étendue à toutes les installations nucléaires de base. La France est le seul pays à conduire cette démarche à une telle échelle. L'approche développée par l'ASN est restée proportionnée aux enjeux de sûreté nucléaire de chacune des installations. Pour le CEA, certaines des installations présentant le plus fort enjeu de Marcoule, Cadarache et Saclay ont fait l'objet de ces études. Ces ECS avaient notamment pour objectif de déterminer les marges de sûreté dont dispose ces installations vis-à-vis des risques extrêmes tels que le séisme et l'inondation.

1. Depuis 2005, c'est le CIDEN, une branche d'EDF, qui exerce la responsabilité d'exploitant, de maître d'ouvrage de l'ensemble des installations du site et de maître d'œuvre pour l'étude et la réalisation des travaux de déconstruction.

À l'issue de l'instruction de ces ECS, l'ASN a demandé au CEA, par les décisions de l'ASN du 26 juin 2012, de définir un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles robustes visant, pour les situations extrêmes étudiées, à prévenir un accident grave ou en limiter la progression, à limiter les rejets massifs et à permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise.

Après les prescriptions prises pour les moyens généraux des centres de Cadarache et Marcoule le 8 janvier 2015, le projet de décision de l'ASN qui fait l'objet de la présente consultation du public, établit des prescriptions complémentaires précisant les exigences applicables à la gestion des situations d'urgence du centre CEA de Saclay.

Thème :

Activités de recherche

Installations nucléaires :

- Installation d'irradiation (Poséidon - Capri)
- Laboratoire d'essais sur combustibles irradiés (LECI)
- Orphée
- Osiris-Isis
- Ulysse
- Zone de gestion de déchets radioactifs solides
- Zone de gestion des effluents liquides

Un ancien ingénieur de Tihange tire la sonnette d'alarme : "Prolonger les centrales, c'est criminel"

Publié le 10 novembre 2015 à 13h41

Selon un ancien ingénieur qui a participé à la construction de la centrale nucléaire de Tihange dans les années soixante-dix, la centrale a été conçue pour une durée de 40 ans et comporte désormais des risques. Il s'est confié à nos confrères du Soir Mag et à une de nos équipes. Jimmy Meo avec Mickael Danse.

À 84 ans, Marcel sort de son silence. Il parle de cas de conscience, il en sait trop. Il était l'ingénieur chargé de la rédaction du contrat de Tihange 1. À l'époque, il avait réalisé des tests sur la durée de vie de la centrale. *"Ces essais montraient que, à partir de 40 ans de fonctionnement, il y avait un risque qui devenait significatif d'avoir une rupture par fatigue de la cuve contenant le combustible"* a précisé Marcel, au micro de notre journaliste.

Un accident nucléaire digne de Tchernobyl ou Fukushima

Une rupture par fatigue, une fissure, c'est imprévisible. Ça peut arriver à tout moment et le résultat serait un accident nucléaire majeur digne de Tchernobyl ou de Fukushima. *"De Charleroi à Liège, à Maastricht, à Aix-la-Chapelle. Ça veut dire que ça va être contaminé"* ajoute l'ingénieur à la retraite.

La seule chose à faire ? Arrêter définitivement

Évidemment, Marcel est alarmiste. Mais il est surtout inquiet. Il s'appuie sur le contrat d'amortissement financier qui serait basé sur trois décennies. Au-delà de ça, il y aurait des limites techniques liées à la résistance. Aujourd'hui, Tihange fête ses 40 ans et son prolongement serait, selon Marcel, criminel. "Il n'y a qu'une chose à faire : arrêter définitivement les centrales les plus âgées comme le font les Allemands".

Electrabel conteste et rappelle que les centrales ont été renouvelées

Electrabel conteste le risque d'accident et l'existence de date de péremption technique des centrales. La centrale qu'a connue Marcel dans les années soixante-dix ne serait plus la même aujourd'hui car elle a été renouvelée et mise à jour.

Actualités

Chinon : Détection tardive de la perte d'intégrité de portes coupe-feu

Publié le 24/11/2015

Des contrôles annuels de vérification de l'intégrité de portes coupe-feu sont réalisés sur l'atelier des matériels irradiés (AMI) situé sur les installations de la centrale de Chinon.

Lors de contrôles, réalisés en application des règles générales d'exploitation, ces derniers ont mis en évidence une perte d'intégrité de certaines portes coupe-feu.

Sur l'ensemble des portes contrôlées, à savoir 50, 15 d'entre elles présentent un défaut à traiter.

Des dispositions particulières ont été prises à titre palliatif (retrait d'initiateurs d'incendies, réalisation systématique d'analyses de risque d'incendie) dès la détection de ce défaut.

Des moyens ont été mis en place afin de traiter les défauts observés. Les travaux sont en cours. L'ensemble des portes coupe-feu sera conforme aux règles générales d'exploitation début 2016.

Cet événement n'a eu aucune conséquence sur la sûreté de l'installation, ni sur l'environnement.

Il a été déclaré par la direction de la centrale de Chinon, le vendredi 20 novembre 2015, à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) au niveau 1 de l'échelle INES qui en compte 7, en raison du caractère tardif de la détection et du traitement de l'évènement.

27/11/15 22:52

L'unité de production Civaux n° 1 reconnectée au réseau électrique national

Jeudi 26 novembre, l'unité de production n° 1 de la centrale de Civaux a été reconnectée au réseau électrique national à 4h20 et a atteint sa pleine puissance à 10h10.

Elle s'était arrêtée automatiquement, dans la nuit du mardi 24 novembre au mercredi 25 novembre, conformément aux dispositifs de sûreté et de protection du réacteur, suite à une manœuvre inappropriée lors d'une opération de nettoyage d'un matériel situé en salle des machines, dans la zone non-nucléaire des installations.

L'unité de production n° 2 est en fonctionnement et alimente le réseau électrique national.

Arrêt automatique de l'unité de production n° 1

Publié le 25 novembre 2015

Mercredi 25 novembre 2015 à 5h55, l'unité de production n° 1 de la centrale de Civaux s'est arrêtée automatiquement, conformément aux dispositifs de sûreté et de protection du réacteur.

Les équipes de la centrale réalisent actuellement un diagnostic pour préciser les circonstances de cet arrêt.

Cet arrêt n'a aucun impact sur la sûreté des installations, ni sur l'environnement.

Les pouvoirs publics, l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) et la CLI ont été informés de cet arrêt.

L'unité de production n° 2 est en fonctionnement et alimente le réseau électrique national.

Publié le 22/11/2015 : L'unité de production n° 1 de nouvelle à la disposition du réseau électrique national

L'unité 1 de la centrale de Civaux a été recouplée au réseau électrique national dimanche 22 novembre à 7h35.

Elle avait été déconnectée le samedi 21 novembre à 2 heures, afin de réaliser des essais périodiques sur des matériels situés dans le bâtiment réacteur.

Les deux unités de production sont en fonctionnement et à la disposition du réseau électrique national.

Mise à l'arrêt de l'unité de production n° 1

Publié le 21/11/2015

Samedi 21 novembre, à 2 heures, les équipes de la centrale de Civaux ont procédé à la mise à l'arrêt de l'unité de production n° 1.

Cet arrêt programmé a pour objectif de réaliser des essais périodiques sur des matériels situés dans le bâtiment réacteur de cette unité de production.

L'unité de production n° 2 est en fonctionnement et à la disposition du réseau électrique national.

Quelques explications complémentaires Description de l'évènement

-Le 25-11-2015 : une opération de nettoyage chimique de l'échangeur 1 SRI 050 RT est planifiée :

-A 5h51, afin de remplir la machine de nettoyage en eau, l'équipe d'intervention cherche à se raccorder sur le robinet 1SEB 565 VE, conformément à la gamme opératoire ;

-Les intervenants ne trouvent pas le robinet 1SEB 565 VE et décident de se connecter sur une arrivée d'eau déminéralisée ;

-Ils identifient un raccord SER, sur le robinet 1 SER 064 VD ;

-Lors de la connexion, le Chargé de travaux se trompe de raccord et se connecte sur le robinet 1 CEX 417 VD ;

-Le Chargé de travaux met en service le remplissage via l'ouverture du robinet 1 CEX 417 VD ;

-L'ouverture du robinet 1 CEX 417 VD entraîne la vidange de la bouteille de niveau 1 CEX 002 BA ;

-L'automatisme voit le niveau du condenseur baisser et entraîne le déclenchement des pompes CEX ;

-la baisse de niveau d'eau de la bache ADG au Nmin2 entraîne le déclenchement des TPA à 5h55 ;

-L'AAR intervient par atteinte du seuil de bas débit d'eau alimentaire.

Analyse des conséquences réelles et potentielles

Conséquences réelles

- *Sur la sûreté* : Arrêt Automatique Réacteur par bas débit d'eau alimentaire validé par P16 en 2/4 (10 % Qn+2%Qn) et démarrage automatique des pompes ASG ;

- *Sur la disponibilité de la tranche* : perte de production le 25/11/15 de 05h55 (AAR) jusqu'à couplage le 26/11/15 à 4h20 ;

- *Sur la sécurité et la radioprotection* : sans objet ;

- *Sur l'environnement et la production d'effluents* : sans objet.

Conséquences potentielles*Sur la sûreté :*

- en cas d'échec de l'AAR (non ouverture des disjoncteurs AAR malgré l'atteinte du critère de bas débit ARE ou de très bas niveau gamme étroite-15 % -sur un GV), le palliatif ATWT « très bas niveau gamme large (21,5 % gamme large) dans 2GV » aurait initié la chute des grappes par ouverture des disjoncteurs alimentant les groupes RAM ;

- *Sur la disponibilité de la tranche :* sans objet ;

- *Sur la sécurité et la radioprotection :* sans objet ;

- *Sur l'environnement :* sans objet.

Dispositions immédiates retenues

- gestion de l'AAR par les procédures APE ;
- stabilisation en arrêt à chaud ;
- branchement de la machine de nettoyage de l'échangeur SRI au robinet 1 SEB 565 VE.

État final de la tranche : AN/GV ;

Origine présumée de l'événement :

- causes techniques ; sans objet
- causes organisationnelles ; sans objet
- causes humaines : non respect du mode opératoire de nettoyage chimique de l'échangeur SRI ;

- agressions externes : sans objet ;

- autres : sans objet.

Classement dans l'échelle de gravité selon INES

Au titre de la sûreté : le classement INES est le suivant :

- incidence sur la population et l'environnement : non

- incidence sur les barrières et les contrôles radiologiques : non

- défense en profondeur : oui

Défense en profondeur

- Existe-t-il une défaillance potentielle : non ;
- Événement sans importance pour la sûreté : non

Justification de l'approche retenue : en application du paragraphe CI du courrier DEP-DCN-0137-2009 du 8 avril 2009 le réacteur étant en dessous de P11/P12, l'approche « initiateur » a donc été retenue.

- *approche initiateur :* oui
initiateur attendu : perte de l'eau alimentaire normale.

Finalement, comme d'autres lignes de défense existent (2 lignes ASG, protection RPR et palliatif ATWT) les lignes de défenses n'ont pas été approchées d'où un classement n°0 est proposé par EDF.

A suivre...

.....
17 novembre 2015

Arrêt de BUGEY 3

L'unité de production n° 3 de la centrale du Bugey s'est arrêtée automatiquement le 17 novembre 2015 suite à un défaut sur une carte électronique. Cette carte gère une régulation de l'alternateur.

Ce que dit EDF :

Redémarrage de l'unité de production N° 3

Publié le 21/11/2015

L'unité de production n° 3 de la centrale du Bugey a été recouplée au réseau électrique national le samedi 21 novembre 2015 en fin d'après midi. Elle s'était arrêtée automatique-

ment le mardi 17 novembre 2015 suite à un défaut sur une carte électronique. Cette carte gère une régulation de l'alternateur (partie non nucléaire de l'installation). Les équipes de la centrale de Bugey ont procédé aux travaux de remise en conformité de l'installation.

Les unités de production 2, 3, et 4 de la centrale du Bugey sont donc désormais à disposition du réseau électrique national. L'unité N° 5 est en arrêt pour maintenance.

Arrêt automatique de l'unité de production n° 3

Publié le 17/11/2015

Mardi 17 novembre, à 10 h 30, l'unité de production n° 3 de la centrale du Bugey s'est arrêtée automatiquement conformément au dispositif de sûreté et de protection du réacteur. Les équipes de la centrale réalisent actuellement un diagnostic pour préciser les circonstances de cet arrêt. L'Autorité de Sûreté nucléaire et la Préfecture ont été prévenues.

Les unités de production n° 2 et 4 sont à la disposition du réseau national d'électricité.

L'unité de production N° 5 est en arrêt programmé pour procéder à des opérations de maintenance et recharger une partie du combustible.

Commentaires

Voici donc quelques arrêts de réacteur dont vous aurez des nouvelles en 2016 : il faut reconnaître la brièveté des informations EDF (mais pourtant leur fiche

Dès que nous aurons les comptes rendus des inspections, nous vous en ferons part

.....
Centrale nucléaire de Bugey
Inspection INSSN-LYO-2015-0712
du 10 novembre 2015
Thème : « R1.5 Prestations »

Synthèse de l'inspection

L'inspection de la centrale nucléaire du Bugey du 10 novembre 2015 concernait le thème « Prestations ». Les inspecteurs ont examiné différents dossiers relatifs à des activités sous-traitées et en particulier les mesures qui ont été mises en œuvre pour assurer une surveillance de ces activités. Les dossiers examinés ont porté notamment sur des activités de maintenance mais également sur une activité liée à la conduite des réacteurs et qui a été sous-traitée.

Il ressort de cette inspection que les actions de surveillance des prestataires sont globalement satisfaisantes pour ce qui concerne les activités sous-traitées de maintenance qui ont été examinées. Les inspecteurs considèrent toutefois que la surveillance de l'activité sous-traitée de pilotage de détecteurs incendie pendant les arrêts de réacteurs présente des axes d'amélioration notable afin d'être conforme aux exigences de surveillance d'une prestation fixées par l'article 2.2.2 de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

A. Demandes d'actions correctives

L'article 2.2.2 de l'arrêté du 7 février 2012, fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, dispose notamment que l'exploitant exerce sur les intervenants extérieurs une surveillance lui permettant de s'assurer qu'ils appliquent la politique définie

par l'exploitant en matière de protection des intérêts mentionnés à l'article L.593.1 du code de l'environnement.

Dans ce cadre, il peut arriver que l'exploitant considère que le prestataire ne satisfait pas pleinement aux dispositions déclinées par la politique en matière de protection des intérêts. Pour cette raison notamment, un prestataire peut être placé sous surveillance dite renforcée. Cette surveillance dite renforcée est notifiée au prestataire avec le descriptif des écarts vis-à-vis des exigences définies par l'exploitant. Il est demandé à cette occasion au prestataire un plan d'action en vue de résoudre tous les écarts identifiés par l'exploitant. Ce plan d'action est examiné par le service donneur d'ordre du prestataire concerné. Le programme de surveillance peut être ensuite amendé afin de s'assurer que les axes de progrès identifiés par le prestataire seront bien mis en œuvre.

Les inspecteurs ont relevé que l'exploitant de la centrale nucléaire du Bugey ne s'assurait pas, au-delà de l'instruction menée par les services concernés, qu'à la suite de la mise sous surveillance renforcée d'un prestataire, les actions de correction proposées par ce dernier permettaient de résoudre les écarts identifiés vis-à-vis des exigences définies par l'exploitant au sein de sa politique en matière de protection des intérêts.

Demande A1 : Je vous demande de vous assurer que les écarts vis-à-vis des exigences définies au sein de votre politique en matière de protection des intérêts concernant les prestataires qui ont été placés en surveillance dite renforcée seront pleinement résorbés par les plans d'action proposés par ces prestataires.

Les inspecteurs ont examiné les actions de surveillance par le service en charge de la conduite du prestataire auquel il a été confié les missions de pilotage, durant les arrêts de réacteur, des détecteurs incendie présents sur les installations. Cette prestation est réalisée depuis l'année 2010 et consiste à procéder aux actions d'inhibition et de désinhibition des détecteurs incendie prévues dans le cadre des permis de feu accordés pour certains chantiers menés lors des arrêts de réacteurs pour maintenance programmée. Ces actions sont réalisées depuis une baie de commande placée dans un local contigu à la salle de commande du réacteur.

Les inspecteurs ont relevé que les premiers justificatifs traçant les actions de surveillance de cette prestation dataient du mois de septembre 2015. Aucun document n'a pu être présenté aux inspecteurs relatifs à des actions de surveillance réalisées antérieurement. De plus, les inspecteurs ont constaté que les documents présentés étaient très incomplets.

Il a été indiqué par ailleurs aux inspecteurs que le service en charge de la conduite avait également confié à un prestataire des missions d'enregistrement de documents.

Demande A2 : Je vous demande, sans délai, de procéder à la mise en œuvre d'un programme de surveillance complet de la prestation de pilotage, durant les arrêts de réacteur, des détecteurs incendie présents sur les installations. Vous vous assurerez dans ce cadre que les dispositions des articles 2.2.1, 2.2.2 et 2.2.3 de l'arrêté du 7 février 2012, fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base,

sont désormais respectées et vous me rendrez compte du bilan de vos engagements sur ce point.

Demande A3: Je vous demande de vérifier que la prestation confiée par le service en charge de la conduite en matière d'enregistrement de documents respecte également les dispositions des articles 2.2.1, 2.2.2 et 2.2.3 de l'arrêté du 7 février 2012. Le cas échéant, vous procéderez aux actions correctives nécessaires et me rendrez compte également de vos engagements sur ce point.

B. Compléments d'information

Les inspecteurs ont examiné les actions de surveillance figurant dans le dossier d'une modification matérielle relative au remplace-

ment de groupes frigorifiques. Les inspecteurs n'ont pas identifié au sein de ces actions la traçabilité de la vérification des habilitations des intervenants ayant réalisé cette modification.

De la même manière, les inspecteurs ont examiné les actions de surveillance figurant dans le dossier d'une modification matérielle relative à la mise en œuvre d'un dispositif visant à lutter contre le risque de frasil pour la station de pompage des réacteurs n° 4 et 5. Les inspecteurs n'ont pas identifié au sein de ces actions et plus particulièrement dans le compte-rendu de levée des préalables de références documentaires qui attestent qu'il a été remis au prestataire, et donc porté à sa connaissance, les documents décrivant les exigences définies par l'exploitant au sein de sa politique en matière de protection des intérêts.

Demande B1: Je vous demande de veiller à tracer toutes les actions de vérification et les documents transmis aux prestataires relatifs à vos exigences.

C. Observations: Sans objet

Vous voudrez bien me faire part de vos observations et réponses concernant ces points dans un délai de deux mois, sauf mention contraire. Pour les engagements que vous seriez amenés à prendre, je vous demande de bien vouloir les identifier clairement et d'en préciser, pour chacun, l'échéance de réalisation. Dans le cas où vous seriez contraint par la suite de modifier l'une de ces échéances, je vous demande également de m'en informer.

L'Adjoint au chef de la division de Lyon
Signé par: Olivier VEYRET

Analyse de la démarche proposée par AREVA pour justifier de la ténacité suffisante des calottes du fond et du couvercle de la cuve de l'EPR de Flamanville 3

CODEP-DEP-2015-037971 Rapport IRSN/2015-00010

Rapport au Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires
30 octobre 2015

1. Introduction (page 8 à 9)

AREVA a demandé à l'ASN de procéder à l'évaluation de la conformité de la cuve destinée à l'EPR de Flamanville 3 en application de l'arrêté en référence [Arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires, dit « arrêté ESPN »].

Les calottes du couvercle et du fond de la cuve de Flamanville 3 ont été fabriquées en 2006 et 2007.

AREVA a identifié ces composants comme présentant un risque d'hétérogénéité de leurs caractéristiques et a par conséquent réalisé une qualification technique.

Fin 2014, AREVA a informé l'ASN de résultats d'essais de résilience plus faibles qu'attendus, réalisés dans le cadre de cette qualification technique sur des éprouvettes prélevées sur une calotte représentative de celles destinées à Flamanville 3. Les valeurs mesurées sur deux séries de trois éprouvettes présentent une valeur moyenne de 52 joules ne permettant pas d'atteindre la qualité alors attendue par AREVA. Cette valeur moyenne est également inférieure à la valeur de résilience de 60 joules mentionnée au point 4 de l'annexe 1 de l'arrêté en référence [Arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires, dit « arrêté ESPN »], dont le respect aurait suffi à justifier la suffisance de la ténacité du matériau.

AREVA a réalisé des investigations pour déterminer l'origine de ces valeurs non conformes. Les mesures de concentration en carbone réalisées en surface de la calotte représentative par spectrométrie portative ont montré la présence d'une zone de ségrégation majeure positive (concentration en carbone élevée) sur un diamètre d'environ un mètre. Par ailleurs, les examens réalisés montrent que la ségrégation s'étend à une profondeur dépassant le quart de l'épaisseur de la calotte. AREVA explique le non-respect du critère de résilience par la présence de cette ségrégation majeure positive issue du lingot utilisé pour le forgeage et non totalement éliminées lors des opérations de chutage.

Pour traiter cet écart, AREVA prévoit de justifier du caractère suffisamment tenace du matériau par la réalisation de nouveaux essais sur un matériau représentatif des calottes inférieure et supérieure du réacteur EPR de Flamanville.

Le corps de la cuve de Flamanville 3 dont fait partie la calotte inférieure a déjà subi une épreuve hydraulique en usine. Il a été installé début 2014 dans le puits de cuve situé dans le bâtiment du réacteur et

soudé aux branches primaires. Le couvercle réalisé à partir de la calotte supérieure a fait l'objet de réparations suite à la découverte, lors des contrôles par ultrasons, d'indications dans les soudures des traversées des mécanismes de commande de grappes. Ces opérations de réparation avaient été examinées par le groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires lors de la séance du 14 septembre 2011. Les contrôles par ultrasons des nouvelles soudures ont depuis été réalisés et les travaux sont en voie d'achèvement. Le couvercle est toujours dans les ateliers du fabricant et devra faire l'objet d'une épreuve hydraulique avant son expédition sur site.

Le présent rapport rappelle le cadre réglementaire et l'historique de l'application de l'exigence de qualification technique, puis présente et analyse la démarche retenue par AREVA pour justifier de la ténacité suffisante du matériau des calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville3. Il se positionne notamment sur le programme de la nouvelle campagne d'essais proposé par AREVA pour évaluer les propriétés mécaniques de la zone ségrégée. Le rapporteur souligne toutefois que la justification de la ténacité suffisante a été définie dans le dossier d'AREVA sur la base d'une liste de situations de fonctionnement qui n'a pas pu faire l'objet d'une analyse dans le cadre de ce rapport compte tenu de la date tardive de transmission des éléments et du temps imparti.

Les résultats des nouveaux essais qui vont être réalisés, le caractère exhaustif et enveloppe des situations de fonctionnement retenues et l'impact des propriétés mécaniques de la zone ségrégée sur l'analyse du comportement mécanique de la cuve en situations incidentelles, accidentelles et en situation d'épreuve seront analysés dans une phase ultérieure.

Le présent rapport a été élaboré conjointement par l'IRSN et la direction des équipements sous pression nucléaires (DEP) de l'ASN.

Le terme « rapporteur » utilisé dans le présent rapport désigne l'IRSN et les agents de la DEP ayant analysé le dossier d'AREVA en vue d'une présentation devant le groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires.

(...)

5. Conclusion générale (page 65-71)

AREVA a informé, fin 2014, l'ASN de résultats d'essais de résilience, réalisés dans le cadre de la qualification technique des opérations de fabrication des calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville,

plus faibles qu'attendus. Les valeurs mesurées sur deux séries de trois éprouvettes, prélevées sur une calotte représentative de celles destinées à Flamanville3, présentent une valeur moyenne de 52 joules ne permettant pas d'atteindre la qualité attendue par AREVA et est également inférieure à la valeur de résilience de 60 joules mentionnée au point 4 de l'annexe 1 de l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires dit « arrêté ESPN ». Le non-respect des critères de résilience ne permet donc pas de justifier la suffisance de la ténacité du matériau.

AREVA a réalisé des investigations pour déterminer l'origine de ces valeurs non conformes. Les mesures de carbone réalisées en surface de la calotte par spectrométrie portative ont montré la présence d'une zone de ségrégation majeure positive sur un diamètre d'environ un mètre. Par ailleurs, les examens métallographiques des éprouvettes montrent la présence de ces ségrégations à quart épaisseur.

AREVA attribue les faibles valeurs de résilience à la présence de cette zone issue du lingot utilisé pour le forgeage et non totalement éliminée lors des opérations de chutage.

Compte tenu de cet écart, AREVA a proposé la réalisation d'un programme d'essais sur une pièce sacrificielle, représentative des calottes inférieure et supérieure du réacteur EPR de Flamanville, afin de justifier du caractère suffisamment tenace du matériau de ces calottes.

Exigences réglementaires applicables à la conception et à la fabrication de la cuve de l'EPR de Flamanville 3

La conception des installations nucléaires repose sur le principe de défense en profondeur, qui conduit à la mise en œuvre de niveaux de défense successifs (caractéristiques intrinsèques, dispositions matérielles et procédures), destinés à prévenir les incidents et accidents puis, en cas d'échec de la prévention, à en limiter les conséquences. L'application du principe de défense en profondeur est demandée par l'article 3.1 de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

Le *premier niveau de défense* a pour objet de prévenir les incidents : pour les équipements, des dispositions sont définies pour assurer un haut niveau de qualité de leur conception et de leur fabrication. En particulier, l'exigence d'utilisation des meilleures techniques disponibles citée à l'annexe 1 du décret du 13 décembre 1999 relatif aux équipements sous pression, contribue au premier niveau de défense en profondeur. Par ailleurs, afin d'assurer un haut niveau de qualité, des exigences spécifiques sont définies pour les caractéristiques des matériaux afin de garantir que le matériau est suffisamment ductile et tenace. Enfin, l'élaboration d'un matériau qui présente un risque d'hétérogénéité de ses caractéristiques doit faire l'objet d'une qualification technique ayant pour objet d'assurer que les composants fabriqués dans les conditions et selon les modalités de la qualification auront les caractéristiques requises.

La rupture de la cuve est exclue au stade de la conception : exclure la rupture d'un composant conduit à ce que sa défaillance ne soit pas postulée dans la démonstration de sûreté. Ainsi, aucune disposition n'est prévue au titre du troisième niveau de la défense en profondeur pour limiter les conséquences de sa défaillance. De ce fait, l'hypothèse d'exclusion de rupture nécessite de renforcer les deux premiers niveaux de la défense en profondeur pour atteindre un niveau de sûreté satisfaisant.

Le dossier de qualification technique présenté par AREVA pour les calottes du fond et du couvercle de la cuve de Flamanville 3 montre que le risque d'hétérogénéité dû aux ségrégations résiduelles positives a été mal apprécié et ses conséquences mal quantifiées. Le rapporteur considère que l'exigence de qualification technique n'est ainsi pas respectée pour les calottes de la cuve et du couvercle de cuve destinées à Flamanville 3. Par ailleurs, le rapporteur souligne qu'AREVA n'a pas fait le choix de la meilleure technique disponible pour la réalisation des calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville 3.

(souligné par la GN)

Le rapporteur considère que le procédé de fabrication retenu pour les calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville ne procure pas la même garantie de qualité qu'auraient procurée la meilleure technique disponible et une qualification technique satisfaisante :

ces conclusions mettent en cause le premier niveau de défense en profondeur qui vise l'obtention d'un haut niveau de qualité de conception et de fabrication du fait du non-respect des exigences rappelées ci-dessus.

Démarche pour justifier de la ténacité suffisante des calottes de cuve

Compte tenu du non-respect des valeurs minimales de résilience spécifiées par l'arrêté en référence [Arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires, dit « arrêté ESPN »] pour un matériau à structure ferritique, AREVA a proposé une démarche visant à justifier du caractère suffisant de la ténacité du matériau des calottes de l'EPR de Flamanville 3. Cette démarche est axée sur l'évaluation du risque de rupture brutale, AREVA considérant que la présence de ségrégations majeures positives ne remet pas en cause l'absence de risque de déformation excessive et d'instabilité plastique des calottes de cuve, vérifiée dans le dossier de conception.

La démarche de justification proposée par AREVA comprend 3 étapes principales :

1. la détermination (par calculs) d'une ténacité suffisante pour prévenir le risque de rupture brutale ;
2. l'évaluation (par essais) de la ténacité minimale dans la zone de ségrégation majeure positive du matériau ;
3. la comparaison de la ténacité minimale du matériau à la ténacité suffisante.

Pour ce qui concerne **la détermination de la ténacité suffisante**, le rapporteur souligne que celle-ci a été définie dans le dossier d'AREVA sur la base d'une liste de situations de fonctionnement, qui n'a pas pu faire l'objet d'une analyse dans le cadre de ce rapport compte tenu de la date tardive de transmission des éléments, en retenant une hypothèse fondamentale : AREVA considère que la ségrégation majeure positive est située en peau externe des calottes fabriquées et limite par conséquent son analyse du risque de rupture brutale à des défauts situés en peau externe. AREVA en déduit qu'il n'est pas nécessaire d'étudier les situations de chocs froids, uniquement susceptibles de solliciter des défauts situés en peau interne. Le rapporteur note que le programme d'essais prévoit des essais à mi-épaisseur, ce qui est de nature à valider cette hypothèse fondamentale du dossier d'AREVA. **Enfin, le rapporteur souligne que le caractère exhaustif et enveloppe des situations de fonctionnement sera analysé ultérieurement.**

Pour ce qui concerne **l'évaluation de la ténacité minimale par des essais**, le rapporteur note que le programme d'essais a été notablement révisé par AREVA au cours de l'instruction. En particulier, le positionnement des éprouvettes sera optimisé suivant les résultats de la cartographie chimique réalisée par spectrométrie en surface des tranches découpées à différentes profondeurs de la calotte (1/4 épaisseur et 1/2 épaisseur) destinées aux essais mécaniques : cette disposition est de nature à obtenir des résultats d'essais dans les zones présentant la teneur en carbone la plus élevée.

Le programme d'essais sera finalement réalisé sur deux calottes — une calotte supérieure du projet UK et une calotte inférieure du projet UA —, ce qui permettra d'apprécier l'étendue et la profondeur de la zone ségrégée dans ces deux calottes dont les épaisseurs usinées sont différentes. **Par ailleurs, le rapporteur considère que des mesures de propriétés mécaniques sur une calotte provenant d'une coulée différente de la calotte supérieure UK sont de nature à améliorer la confiance dans les résultats obtenus.**

Pour ce qui concerne **la comparaison de la ténacité minimale du matériau à la ténacité suffisante**, le rapporteur souligne que la démarche d'AREVA diffère selon les situations de fonctionnement :

- pour les épreuves hydrauliques, AREVA propose de positionner les valeurs de ténacité mesurées dans la zone ségrégée, issues des résultats du programme d'essais, au regard de la courbe ZG 6110 du RCC-M, indexée sur trois températures de référence distinctes, considérées successivement. La comparaison consiste à vérifier que les valeurs de ténacité mesurées sont supérieures aux valeurs de la courbe indexée et que la ténacité minimale, déduite de la courbe à la température d'épreuve, est supérieure à la ténacité suffisante. **Le rapporteur considère que seule la démarche basée sur une indexation**

de la courbe sur la RTNDT mesurée dans la zone de ségrégation majeure positive est acceptable ;

• pour les situations de fonctionnement de la démonstration de sûreté, AREVA propose de vérifier un critère de résilience à 1/2 épaisseur afin de valider l'hypothèse retenue pour la sélection des situations limitatives. Toutefois, en fin d'instruction, AREVA a indiqué que dans le cas où la résilience mesurée à mi-épaisseur ne respecterait pas le critère retenu, les mesures de ténacité également prévues à mi-épaisseur lui permettraient de démontrer que la ténacité du matériau y est suffisante. **Le rapporteur souligne que ceci remet en cause la définition de la ténacité suffisante proposée par AREVA et donc la démarche de justification associée.**

La démarche de justification qu'AREVA propose est une analyse du comportement mécanique à la rupture des calottes du fond et du couvercle de la cuve de Flamanville 3, fondée sur des essais menés sur une pièce sacrificielle représentative. Cette démarche pourrait mettre en évidence, le cas échéant, des marges significatives par rapport aux risques redoutés, qui permettraient alors de conclure que le procédé de fabrication confère des propriétés mécaniques au matériau d'un niveau suffisant pour prévenir ces risques. Toutefois, cela ne permettra pas d'apporter la garantie de haute qualité de fabrication, qu'apportent l'utilisation de la meilleure technique disponible et une qualification technique satisfaisante, attendue pour un composant en exclusion de rupture tel que la cuve.

2. Cadre réglementaire et exigences applicables à la cuve de l'EPR de Flamanville 3 page 10 à

La réglementation applicable à la fabrication de la cuve de l'EPR de Flamanville est constituée des textes suivants :

• le décret n°99-1046 du 13 décembre 1999 relatif aux équipements sous pression en référence [3] qui transpose en droit français la directive en référence [1] ;

• l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires (ESPN) en référence [6]. Au titre de cet arrêté, la cuve est un équipement de niveau N1 (« Sont classés N1 les équipements sous pression nucléaires dont la défaillance peut conduire à des situations pour lesquelles le rapport de sûreté de l'installation nucléaire de base où ils sont installés ou destinés à l'être, complété par les dossiers associés, ne prévoit pas de mesures permettant de ramener l'installation dans un état sûr, ainsi que les équipements sous pression nucléaires constituant le circuit primaire principal et les circuits secondaires principaux des chaudières nucléaires à eau tels que définis par l'arrêté du 10 novembre 1999 susvisé »), c'est-à-dire le plus important pour la sûreté.

Il est à noter que des dispositions transitoires de l'arrêté en référence [6] permettaient à AREVA, compte tenu de la date d'engagement de la fabrication de la cuve de Flamanville 3, d'appliquer la réglementation précédemment en vigueur (décret en référence [2] et arrêté en référence [5]). Cette réglementation mentionnait des valeurs de résilience comparables (voir Annexe 2). Par ailleurs, l'EPR de Flamanville 3 est soumis à l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base en référence [7].

Enfin, le réacteur EPR de Flamanville 3 doit être conforme aux exigences fixées par le décret d'autorisation de création de l'installation en référence [4].

Le présent chapitre détaille les exigences réglementaires applicables à la conception et à la fabrication de la cuve de l'EPR de Flamanville 3 nécessaires à la bonne compréhension de l'analyse du dossier présenté par AREVA.

2.1. Défense en profondeur et exclusion de rupture Défense en profondeur

La conception des installations nucléaires repose sur le principe de défense en profondeur, qui conduit à la mise en œuvre de niveaux de défense successifs (caractéristiques intrinsèques, dispositions matérielles et procédures), destinés à prévenir les incidents et accidents puis, en cas d'échec de la prévention, à en limiter les conséquences :

* le premier niveau de défense a pour objet de prévenir les incidents : pour les équipements, des dispositions sont définies pour assurer un haut niveau de qualité de leur conception et de leur fabri-

cation ainsi qu'un haut niveau de garantie de cette qualité ;

* le deuxième niveau de défense a pour objet de détecter la survenue de tels incidents et de mettre en œuvre les actions permettant, d'une part, d'empêcher que ceux-ci ne conduisent à un accident et, d'autre part, de rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, d'atteindre puis de maintenir le réacteur dans un état sûr. Pour les équipements, cela nécessite que leurs hypothèses de conception demeurent vérifiées au cours de l'exploitation, en particulier :

- des dispositions d'exploitation permettent d'assurer que l'équipement est utilisé dans le domaine de fonctionnement défini par hypothèse à la conception,

- des dispositions de maintenance permettent d'assurer que l'équipement reste dans un état conforme à celui considéré au moment de la conception ;

* le troisième niveau de défense a pour objet de maîtriser les accidents n'ayant pu être évités ou, à défaut, de limiter leur aggravation en retrouvant la maîtrise de l'installation afin de la ramener et de la maintenir dans un état sûr : pour les équipements, des dispositions sont mises en œuvre pour limiter les conséquences de leur défaillance ;

* le quatrième niveau de défense a pour objet de gérer les situations d'accident consécutives à l'échec des dispositions des trois premiers niveaux de défense en profondeur de façon à en limiter les conséquences, notamment pour les personnes et l'environnement. Ce quatrième niveau permet de gérer les situations d'accident avec fusion de combustible ;

* le cinquième niveau de défense concerne l'intervention des pouvoirs publics pour limiter les conséquences d'un accident pour le public et l'environnement.

Ces niveaux de défense sont suffisamment indépendants pour que la défaillance d'un niveau ne remette pas en cause la défense en profondeur assurée par les autres niveaux.

L'application du principe de défense en profondeur est demandée par l'article 3.1 de l'arrêté en référence [7].

Exclusion de rupture

Exclure la rupture d'un composant conduit à ce que sa défaillance ne soit pas postulée dans la démonstration de sûreté. Ainsi, aucune disposition n'est prévue au titre du troisième niveau de la défense en profondeur pour limiter les conséquences de sa défaillance. De ce fait, l'hypothèse d'exclusion de rupture nécessite de renforcer les deux premiers niveaux de la défense en profondeur pour atteindre un niveau de sûreté satisfaisant.

La rupture de la cuve est exclue au stade de la conception, de sorte que le principe de renforcement des deux niveaux de défense susmentionnés s'applique à ce composant.

À cet égard, comme l'a rappelé la Section permanente nucléaire (SPN) de la Commission centrale des appareils à pression (CCAP), lors de sa réunion du 21 juin 2005 consacrée à l'exclusion de rupture des tuyauteries des circuits primaires et secondaires principaux du projet EPR, le premier niveau de la défense en profondeur « est constitué de la garantie de la qualité à la fois de la conception, de la fabrication et du suivi en service, étant entendu que pour la conception et la fabrication, la garantie de la qualité est fondée à la fois sur la qualité des règles appliquées, la vérification de leur application et le contrôle final du résultat attendu. Les éléments constituant ce premier niveau sont tous de même importance. »

Ainsi, au titre du premier niveau de défense, il est attendu :

• l'application de critères de conception et de fabrication les plus sévères permettant l'obtention de marges adéquates et cohérentes permettant d'écarter tout risque d'endommagement en exploitation ; au stade de la conception, des études de mécanique sont attendues en toute zone pouvant présenter un risque de rupture brutale ;

• l'utilisation de chargements enveloppes des sollicitations réelles dans les études de mécanique ;

• la définition et le contrôle des paramètres pouvant générer des défauts de fabrication, ainsi que l'établissement d'un programme de qualification justifiant la qualité atteinte sur l'ensemble des zones ; les contrôles de fabrication doivent être cohérents avec les objectifs de garantie de la qualité.

Au titre du deuxième niveau de défense, les dispositions prévues

pour l'inspection en service doivent pouvoir apporter la garantie du maintien de l'intégrité du composant, c'est-à-dire l'absence d'altération au cours du temps remettant en cause la prévention des modes d'endommagement.

Dans le cas de la cuve, ces principes se déclinent pour les différentes étapes du processus de fabrication.

En premier lieu, un composant, issu du forgeage, doit présenter des caractéristiques mécaniques suffisantes indépendamment de son usage ultérieur. Cette exigence se traduit dans la réglementation des équipements sous pression et des équipements sous pression nucléaires en particulier, par le respect de critères portant sur les caractéristiques mécaniques.

Le composant subit par ailleurs un ensemble d'opérations d'usinage et de soudage. Ces opérations doivent être de la meilleure qualité possible à la fois en termes de réalisation et de contrôle. Elles doivent aussi être limitées au maximum pour limiter la présence de contraintes résiduelles.

Enfin, des éléments de justification et de validation doivent être apportés pour ce qui concerne le processus de fabrication et de contrôle ainsi que le comportement mécanique de l'équipement dans les différentes situations de fonctionnement (normal, essais, incidentel et accidentel). Les études de mécanique à la rupture brutale doivent permettre de démontrer le caractère « robuste » de la conception à des défauts relativement grands, définis de manière conventionnelle indépendamment des mécanismes pouvant en favoriser l'existence.

Le II-1 de l'article 2 du décret d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base de Flamanville 3 en référence [4] précise les dispositions spécifiques associées à l'exclusion de rupture.

2.2. Meilleures techniques disponibles

L'annexe 1 du décret en référence [3] impose au fabricant d'utiliser les meilleures techniques disponibles en précisant: « *les exigences essentielles doivent être interprétées et appliquées de manière à tenir compte de l'état d'avancement de la technique et de la pratique au moment de la conception et de la fabrication, ainsi que des considérations techniques et économiques compatibles avec un degré élevé de protection de la santé et de la sécurité* ».

Dans le cas de la cuve d'un réacteur, qui est un des équipements sous pression nucléaires les plus importants pour la sûreté (niveau N1) et pour lequel l'exclusion de rupture est postulée, le degré de protection de la santé et de la sécurité est nécessairement très élevé et limite très fortement la prise en compte de considérations économiques.

L'exigence d'utilisation des meilleures techniques disponibles contribue notamment au premier niveau de défense en profondeur.

2.3. Exigences essentielles portant sur les propriétés des matériaux et la qualification technique (page 10 à 14)

Les exigences applicables aux circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs nucléaires ont évolué depuis la construction du programme électronucléaire français, afin de prendre en compte le retour d'expérience, l'évolution des connaissances et les modifications du cadre réglementaire relatif aux équipements non nucléaires.

L'ASN a travaillé à la fin des années 1990 à définir les règles applicables aux futurs réacteurs, et notamment le réacteur EPR, alors à l'étude. À cette occasion, elle a saisi la section permanente nucléaire (SPN) de la commission centrale des appareils à pression (CCAP), qui a approuvé en octobre 1999 un document intitulé *Règles techniques relatives à la construction des circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression*, diffusé par l'ASN par le courrier en référence [8].

Les exigences figurant dans ces règles techniques, et notamment les valeurs minimales des propriétés mécaniques, et les exigences de qualification préfiguraient les exigences de l'arrêté en référence [6] de décembre 2005.

Les exigences applicables à l'EPR de Flamanville 3 sur les matériaux et la qualification technique sont détaillées ci-dessous.

Les exigences des règles techniques, ainsi que celles de la réglementation antérieure en vigueur lors de la construction du parc électronucléaire français sont détaillées pour mémoire en Annexe 2.

2.3.1. Exigences sur les propriétés des matériaux

Le décret relatif aux équipements sous pression en référence [3], qui est applicable à tous les équipements, nucléaires ou non, exige (point 4.1.a de son annexe 1) que « *les matériaux destinés aux parties sous pression doivent [...] notamment être suffisamment ductiles et tenaces* ».

Ce décret stipule également (point 7.5 de son annexe 1) que « *un acier est considéré comme suffisamment ductile pour satisfaire au point 4-1 a) si son allongement après rupture dans un test de traction réalisé selon une procédure standard est au moins égal à 14 % et si son énergie de flexion par choc sur éprouvette ISO V est au moins égale à 27 J, à une température au plus égale à 20°C, mais non supérieure à la plus basse température de fonctionnement prévue* ».

Pour les équipements sous pression nucléaires de niveau N1, les plus importants pour la sûreté, des valeurs minimales plus contraignantes ont été fixées par l'arrêté en référence [6]. Elles sont respectivement, pour des aciers du type de celui utilisé pour la cuve, égales à 20 % pour les valeurs d'allongement à 20 °C et 60 J pour l'énergie de flexion par choc à 0 °C. Ces valeurs, si elles sont respectées, sont considérées démontrer que le matériau est suffisamment tenace et ductile. Dans le cas où ces valeurs ne sont pas respectées, il appartient au fabricant de justifier de la mise en œuvre de dispositions appropriées permettant d'obtenir un niveau de sécurité global équivalent: « *les dispositions ci-après sont applicables en règle générale. Toutefois, lorsqu'elles ne sont pas appliquées, y compris dans les cas où les matériaux ne sont pas spécifiquement visés et où les normes harmonisées ne sont pas appliquées, le fabricant doit justifier de la mise en œuvre de dispositions appropriées permettant d'obtenir un niveau de sécurité global équivalent* » (point 7 de l'annexe 1 du décret en référence [3]).

2.3.2. Exigence de qualification technique

Pour les équipements sous pression nucléaires de niveau N1, l'exigence essentielle de sécurité définie au 3.2 de l'annexe 1 de l'arrêté [6] comme la « qualification technique » requiert que « *le fabricant identifie préalablement à la fabrication les composants qui présentent un risque d'hétérogénéité de leurs caractéristiques lié à l'élaboration des matériaux ou à la complexité des opérations de fabrication prévues. L'ensemble des opérations de la fabrication fait l'objet d'une qualification technique. Celle-ci a pour objet d'assurer que les composants fabriqués dans les conditions et selon les modalités de la qualification auront les caractéristiques requises* ».

La qualification technique des calottes de cuve porte sur l'élaboration du matériau qui présente un risque d'hétérogénéité de ses caractéristiques.

Pour l'évaluation de la conformité à cette exigence, la pratique actuelle conduit à ce que le fabricant introduise auprès de l'ASN, en préalable à l'élaboration du matériau d'un composant qu'il a identifié comme nécessitant une qualification technique, une demande d'évaluation de la conformité à cette exigence. Cette demande est accompagnée d'une documentation technique qui explicite notamment:

- la qualité attendue du matériau, issue de l'évaluation particulière du matériau qui doit définir les valeurs qui seront utilisées dans les calculs de conception ainsi que les caractéristiques essentielles du matériau et de sa mise en œuvre;
- l'analyse des risques d'hétérogénéité de ces caractéristiques;
- les essais destructifs et les essais non destructifs qui permettent de caractériser l'effet des hétérogénéités;
- les modalités de mesure des paramètres de fabrication qui influent sur les risques d'hétérogénéité et dont l'impact n'est vérifié que sur un composant de qualification (paramètres dits essentiels).

Pour justifier de la maîtrise des propriétés qui ne peuvent pas être mesurées sur tous les composants, le fabricant peut être amené à réaliser une pièce sacrificielle sur laquelle il réalise les essais précités.

Références

[1] Directive 97/23/CE du Parlement européen et du Conseil du 29 mai 1997 relative au rapprochement des législations des États membres concernant les équipements sous pression.

[2] Décret du 2 avril 1926 portant règlement sur les appareils à pression de vapeur.

[3] Décret n° 99-1046 relatif aux équipements sous pression.

[4] Décret n°2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche).

[5] Arrêté du 26 février 1974 relatif à la construction du circuit primaire principal des chaudières nucléaires à eau.

[6] Arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires, dit « arrêté ESPN ».

[7] Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

.....

Avis et recommandations du GPESP du 30/09/2015

II- Le Groupe permanent a pris connaissance des conclusions de l'examen, par le rapporteur, des éléments apportés par AREVA concernant la démarche adoptée pour justifier de la ténacité suffisante du matériau des calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville. Le Groupe permanent a notamment examiné :

- l'acceptabilité, sur le principe, d'une démarche visant à justifier du caractère suffisant de la ténacité des calottes du fond et du couvercle de la cuve de l'EPR de Flamanville 3 ;
- la notion de ténacité suffisante du matériau proposée par AREVA et sa méthode de détermination ;
- la méthode de détermination de la ténacité minimale du matériau qui repose notamment sur un programme d'essais, en particulier sur la transposabilité aux calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville 3 des résultats obtenus sur d'autres calottes ;
- la démarche de comparaison de la ténacité minimale du matériau et de la ténacité suffisante, notamment les critères associés.

III - A. Qualification technique et choix du procédé de fabrication des calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville 3

Le Groupe permanent constate que la présence d'une zone de ségrégation majeure positive dans les calottes du fond et du couvercle de cuve de l'EPR de Flamanville 3 découle du procédé, retenu par AREVA et son fournisseur Creusot Forge, utilisant des lingots de fort tonnage sans élimination suffisante des ségrégations dans le composant final.

Le Groupe permanent note que le procédé retenu, même si une réflexion a été menée pour placer la zone de ségrégation, dans chacune des deux calottes, à un endroit en minimisant les inconvénients, a conduit à la présence dans la pièce finie d'une zone de ségrégation majeure positive atteignant un taux de ségrégation de 50 %.

Le Groupe permanent note que d'autres procédés de fabrication, notamment celui mis en œuvre pour les calottes de cuve de l'EPR finlandais, auraient permis d'éviter le phénomène de ségrégation majeure positive constaté.

Le Groupe permanent considère que le dossier de qualification technique présenté par AREVA pour les calottes du fond et du couvercle de la cuve de Flamanville 3 montre que le risque d'hétérogénéité dû aux ségrégations résiduelles positives, phénomène métallurgique connu, a été mal apprécié et ses conséquences mal quantifiées. La qualification technique n'a pas abouti à des résultats conformes aux standards résultant des travaux du début des années 2010 sur ce sujet.

B. Principe de la démarche de justification

Le Groupe permanent considère que le principe de justification proposé par AREVA qui consiste à déterminer une ténacité suffisante et à vérifier qu'elle est inférieure à la ténacité du matériau est approprié, pour autant que le phénomène en cause soit connu et maîtrisé et qu'une connaissance suffisante des propriétés mécaniques existe.

C. Détermination de la ténacité suffisante État des calottes

Le Groupe permanent note que les contrôles réalisés n'ont pas conduit à la détection de défauts dans les calottes concernées, ce qui constituera un élément important dans l'appréciation de la situation.

Il n'a pas de remarque particulière sur les essais non destructifs réalisés par AREVA pour la détection de défauts non débouchants et leurs performances.

Le Groupe permanent formule toutefois la recommandation n° 1 en ce qui concerne les contrôles de surface.

Analyse dans le domaine fragile et dans le domaine de la transition fragile-ductile

Situations et charges

Le Groupe permanent note que, à ce stade, la liste des situations à examiner pour s'assurer du respect des critères associés à la seconde barrière n'est pas validée.

Le Groupe permanent souligne de plus que la sélection des situations limitatives et des chargements sollicitants présentée par AREVA a été menée en supposant que la baisse de ténacité due à la zone ségrégée s'étend de la surface externe de chaque calotte jusqu'à la mi-épaisseur.

Le Groupe permanent considère que l'hypothèse selon laquelle les propriétés mécaniques des calottes à partir de la mi-épaisseur vers l'intérieur de la cuve sont supérieures à 60 joules devra être validée par le programme d'essais. À défaut, d'autres transitoires devront être analysés et la démarche de justification complétée.

Vieillessement

Le Groupe permanent partage la position d'AREVA sur le fait que la fluence dans les zones considérées n'est pas de nature à conduire à des dommages dus à l'irradiation. Il note qu'AREVA s'engage, en lien avec EDF, à fournir un dossier fondé sur des résultats d'essais, permettant de statuer sur la nécessité d'engager un programme spécifique sur le vieillissement thermique des pièces fortement ségrégées.

Le Groupe permanent réexaminera cette question s'il apparaît que le matériau considéré est mal couvert par les essais disponibles.

Analyse dans le domaine ductile

Le Groupe permanent considère nécessaire de s'assurer que le matériau présente dans le domaine ductile un comportement suffisamment ductile et tenace compatible avec les règles de conception utilisées.

D. Détermination de la ténacité minimale et des propriétés mécaniques du matériau

Représentativité de la calotte supérieure UK

Le Groupe permanent considère que la calotte supérieure UK est représentative de la calotte supérieure de Flamanville 3 au vu de leur composition chimique à la coulée et mesurée sur pièce, de leur gamme de fabrication et des niveaux de carbone relevés en surface.

Le Groupe permanent note que les mesures de concentration en carbone réalisées jusqu'alors ne permettent pas d'apprécier la profondeur de la zone ségrégée positive dans la calotte inférieure destinée à Flamanville 3. Par ailleurs, le Groupe permanent considère que le programme de caractérisation des propriétés mécaniques de la zone ségrégée ne peut se borner à déterminer les propriétés d'un matériau issu d'un seul composant.

À cet égard, le Groupe permanent estime satisfaisant l'engagement d'AREVA visant à réaliser une caractérisation chimique et un programme d'essais mécaniques sur la calotte inférieure UA identiques à ceux qui seront réalisés sur la calotte supérieure UK.

Traitement thermique

Dans la mesure où l'objectif d'AREVA est de déterminer les propriétés du matériau de la cuve de l'EPR de Flamanville 3 dans le cadre de son exploitation, le Groupe permanent considère qu'un traitement thermique équivalent à celui subi par cette cuve doit être appliqué à la pièce dans laquelle seront prélevées les éprouvettes. À ce titre, le Groupe permanent juge satisfaisant l'engagement d'AREVA.

Suffisance du nombre d'essais

Le Groupe permanent considère que les zones ségréguées doivent faire l'objet d'une caractérisation approfondie. Le Groupe permanent considère que la suffisance du programme d'essais ne pourra être complètement appréciée qu'*a posteriori*, après le dépouillement et l'interprétation des résultats d'essais.

Par ailleurs, le Groupe permanent considère que l'ensemble de la matière (éprouvettes, chutes...) issue des calottes supérieure UK et inférieure UA devra être identifié et conservé pour d'éventuelles investigations complémentaires.

Interprétation des résultats d'essais et choix des laboratoires

Le Groupe permanent considère que les analyses chimiques prévues sur chaque éprouvette rompue au plus près de la zone de rupture permettront de s'assurer que le programme d'essais caractérise bien la zone ségréguée.

Le Groupe permanent considère que les macrographies et micrographies prévues par AREVA devront permettre de caractériser la structure du matériau ségrégué, et qu'une analyse des faciès de rupture des éprouvettes doit être réalisée, pour s'assurer que l'on est en présence de structures et de comportements connus.

Si les résultats d'essais mettent en évidence que les propriétés mécaniques sont dégradées par un autre phénomène que la présence d'une ségrégation majeure positive, le Groupe permanent considère qu'AREVA devra montrer que les calottes UK et UA sont représentatives de celles de Flamanville 3 au regard du nouveau phénomène constaté.

Le Groupe permanent considère que l'accréditation du laboratoire d'Erlangen, retenu par AREVA pour les essais mécaniques à l'exception des essais Pellini, apporte des garanties satisfaisantes en matière de savoir-faire technique et de quantification des incertitudes. De plus, le Groupe permanent note que ce laboratoire intervient dans des programmes d'expertise et de recherche pour des réacteurs nucléaires étrangers (Doel 3, Tihange 2 et Olkiluoto 3).

Le Groupe permanent considère que les essais Pellini doivent être réalisés dans des conditions permettant leur comparaison avec ceux réalisés précédemment sur le parc français en exploitation.

Il note que l'ensemble des analyses et essais feront l'objet d'une surveillance spécifique par un organisme.

Il formule la recommandation n° 2.

E. Comparaison de la ténacité minimale du matériau à la ténacité suffisante

Après analyse des propositions d'AREVA et des recommandations du rapporteur, le Groupe permanent formule les recommandations n° 3 et 4.

IV - Sous réserve de la prise en compte des recommandations n° 1 à 4, le Groupe permanent considère acceptable la démarche proposée par AREVA pour justifier de la ténacité suffisante des calottes du fond et du couvercle de la cuve de l'EPR de Flamanville 3.

Le respect du critère de ténacité dans le domaine de transition, le bon comportement au palier ductile, l'absence d'anomalie lors des essais et contrôles, le respect du critère de résilience à mi-épaisseur et l'adéquation du choix des situations étudiées sont des points restant à vérifier pour pouvoir conclure sur l'aptitude au service des calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville 3.

Le Groupe permanent note que la démarche de justification qu'AREVA propose est une analyse du comportement mécanique à la rupture brutale des calottes du fond et du couvercle de la cuve de Flamanville 3, fondée sur des essais menés sur deux pièces sacrificielles représentatives. Cette démarche pourrait mettre en évidence que le procédé de fabrication confère au matériau des propriétés mécaniques d'un niveau suffisant pour prévenir les risques redoutés.

Toutefois, le Groupe permanent considère que cela ne permettra pas de restaurer la garantie sur le premier niveau de défense en profondeur qu'aurait apportée une qualification technique conforme aux standards actuels.

Le groupe permanent considère en conséquence, en cohérence avec son avis de 2011, que le dossier doit s'accompagner de propositions de mesures d'exploitation ou de suivi en service adaptées à la situation rencontrée et les reporter, le cas échéant, dans la notice

d'instruction de l'équipement. Il souhaite les examiner à la lumière des résultats des essais qui seront réalisés.

Recommandations

Recommandation n° 1

Le Groupe Permanent recommande qu'AREVA réalise sur le fond de cuve des essais non destructifs de surface, autres que le ressuage, complémentaires de ceux déjà réalisés dans le cadre de la fabrication pour conforter l'absence de défauts, dans une démarche de type qualification conventionnelle d'essai non destructif.

Recommandation n° 2

Le Groupe permanent recommande qu'AREVA :

- précise, avant l'engagement du programme d'essais et après la caractérisation de l'étendue de la zone ségréguée, la localisation des macrographies et micrographies ;

- analyse les faciès de rupture des éprouvettes ;
- fasse réaliser les analyses chimiques par un laboratoire accrédité.

Recommandation n° 3

Le Groupe permanent recommande que la démarche de justification repose d'abord sur la vérification que les valeurs de ténacité restent enveloppées par la courbe ZG6110 du RCC-M indexée sur 0 °C et que la TNDT locale reste cohérente avec les valeurs de conception.

Recommandation n°4

Le Groupe permanent recommande qu'en cas d'échec de cette première démarche, AREVA détermine :

- une température d'indexation permettant d'envelopper les mesures de ténacité en zone ségréguée ;

- une température d'indexation résultant des essais Pellini en zone ségréguée ;

- une température d'indexation résultant des essais Charpy en zone ségréguée ;

- une température d'indexation résultant d'une température de réépreuve admissible en pratique avec les marges appropriées ; et fournisse des éléments d'interprétation complémentaires au cas où ces quatre températures ne seraient pas classées dans cet ordre.

COMMENTAIRES GSIEN

Examinons les recommandations du rapporteur

Recommandation 1

Le rapporteur recommande qu'AREVA réalise des essais non destructifs de surface complémentaires de ceux déjà réalisés dans le cadre de la fabrication pour conforter l'absence de défauts.

Recommandation 2

Le rapporteur recommande qu'AREVA précise, avant l'engagement du programme d'essais et après la caractérisation de l'étendue de la zone ségréguée, la localisation des macrographies et micrographies. Le rapporteur recommande également qu'AREVA analyse les faciès de rupture des éprouvettes.

Recommandation 3

Le rapporteur recommande que la démarche de justification d'AREVA repose sur :

- la vérification que la courbe ZG 6110 du RCC-M indexée sur la RTNDT mesurée dans la zone ségréguée constitue bien l'enveloppe inférieure des mesures de ténacité réalisées sur le matériau dans la zone ségréguée ;

- la prise en compte de la RTNDT mesurée dans la zone ségréguée pour la comparer à la RTNDT admissible, représentative de la ténacité suffisante du matériau.

Recommandation 4

Le rapporteur recommande de limiter l'utilisation de l'approche de type Master-curve, proposée par AREVA pour l'indexation de la courbe ZG 6110 du RCC-M, à une interprétation complémentaire des résultats des essais mécaniques.

Recommandation 5

Compte tenu des constatations affectant le premier niveau de défense en profondeur, le rapporteur considère qu'une démarche de justification sans dispositions visant à renforcer le deuxième niveau de défense en profondeur ne saurait être suffisante pour justifier l'usage nucléaire des calottes de la cuve de Flamanville 3.

À ce titre, le rapporteur recommande que des dispositions renforcées de contrôle de mise en service, de suivi en service, d'entretien et d'exploitation soient définies et mises en œuvre.

Si on compare les recommandations rapporteurs (ASN et IRSN) et groupe permanent, celles du groupe permanent sont moins contraignantes que celles des rapporteurs.

Ils acceptent cependant des nouveaux tests mécaniques sur « la calotte supérieure UK représentative de la calotte supérieure de Flamanville 3 au vu de leur composition chimique à la coulée et mesurée sur pièce, de leur gamme de fabrication et des niveaux de carbone relevés en surface » et « Le Groupe permanent note que les mesures de concentration en carbone réalisées jusqu'alors ne permettent pas d'apprécier la profondeur de la zone ségrégée positive dans la calotte inférieure destinée à Flamanville 3. Par ailleurs, le Groupe permanent considère que le programme de caractérisation des propriétés mécaniques de la zone ségrégée ne peut se borner à déterminer les propriétés d'un matériau issu d'un seul composant. »

Il faut noter que, pour refaire des tests qui auraient dû être réalisés dès l'origine, les 2 groupes d'experts sont satisfaits du choix de laboratoires ayant des contacts étroits avec AREVA.

À ce stade de problème, il faudrait utiliser les compétences des laboratoires universitaires ou de laboratoires de recherche et éviter les laboratoires parties prenantes d'AREVA. En effet, les tests ne peuvent plus rien garantir :

-on ne touche pas à la cuve, calotte de fond soudée, déjà insérée dans son puits et raccordée aux GV, mais on va pratiquer des tests sur un fond de cuve américain

-on ne touche pas à la calotte supérieure (couvercle) ; mais on pratique des tests sur un couvercle anglais.

Remarquons que « Le Groupe permanent estime satisfaisant l'engagement d'AREVA visant à réaliser une caractérisation chimique et un programme d'essais mécaniques sur la calotte inférieure UA identiques à ceux qui seront réalisés sur la calotte supérieure UK ».

C'est difficile à justifier : les métallurgistes savent bien que les lingots ont tous leur spécificité. Ces tests vont juste conforter le fait que les méthodes utilisées ne sont pas adéquates pour assurer la qualité des 2 calottes (couvercle et fond). Citons les rapporteurs :

« Le dossier de qualification technique présenté par AREVA pour les calottes du fond et du couvercle de la cuve de Flamanville 3 montre que le risque d'hétérogénéité dû aux ségrégations résiduelles positives a été mal apprécié et ses conséquences mal quantifiées. Le

rapporteur considère que l'exigence de qualification technique n'est ainsi pas respectée pour les calottes de la cuve et du couvercle de cuve destinées à Flamanville 3. Par ailleurs, le rapporteur souligne qu'AREVA n'a pas fait le choix de la meilleure technique disponible pour la réalisation des calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville 3.

Le rapporteur considère que le procédé de fabrication retenu pour les calottes de la cuve de l'EPR de Flamanville ne procure pas la même garantie de qualité qu'auraient procurée la meilleure technique disponible et une qualification technique satisfaisante : ces conclusions mettent en cause le premier niveau de défense en profondeur qui vise l'obtention d'un haut niveau de qualité de conception et de fabrication du fait du non-respect des exigences rappelées ci-dessus. »

Bon revenons à l'élément manquant : le coût. C'est tout de même fabuleux, pour aller plus vite (?), AREVA fait changer « l'application de critères de conception et de fabrication les plus sévères permettant l'obtention de marges adéquates et cohérentes permettant d'écarter tout risque d'endommagement en exploitation ; au stade de la conception, des études de mécanique sont attendues en toute zone pouvant présenter un risque de rupture brutale ; »

Et les coûts font des bonds, bien sûr c'était prévisible : il ne faut jamais oublier que « réparer une erreur de conception coûte bien plus qu'avoir le courage de la corriger, même si cela prend du temps ». En effet une fois l'erreur commise le plus souvent c'est irréversible et alors on élabore des solutions de contournement. Mais cela ne sert à rien, le problème est là. Mieux vaut tout refaire : in fine, cela sera moins coûteux qu'un accident que, pour une fois, on pourra qualifier d'accident qui aurait dû être évité. Et en plus en ne tenant aucun compte des demandes de l'ASN, AREVA a commis une grave infraction. Ce comportement est inacceptable.

Et le groupe permanent a écrit « Le Groupe permanent note que la démarche de justification qu'AREVA propose est une analyse du comportement mécanique à la rupture brutale des calottes du fond et du couvercle de la cuve de Flamanville 3, fondée sur des essais menés sur deux pièces sacrificielles représentatives. Cette démarche pourrait mettre en évidence que le procédé de fabrication confère au matériau des propriétés mécaniques d'un niveau suffisant pour prévenir les risques redoutés.

Toutefois, le Groupe permanent considère que cela ne permettra pas de restaurer la garantie sur le premier niveau de défense en profondeur qu'aurait apportée une qualification technique conforme aux standards actuels.

Le groupe permanent considère en conséquence, en cohérence avec son avis de 2011, que le dossier doit s'accompagner de propositions de mesures d'exploitation ou de suivi en service adaptées à la situation rencontrée et les reporter, le cas échéant, dans la notice d'instruction de l'équipement. Il souhaite les examiner à la lumière des résultats des essais qui seront réalisés. »

Bon ce n'est pas une recommandation, mais le jugement est sévère : je le partage et pense qu'il n'y a pas à hésiter : c'est forcément la réparation et tant pis pour les retards qui, de toute façon, sont inévitables, on y gagnera une expérience pour le démantèlement (enfin presque car, ordinairement sur un réacteur il y a, en plus, le problème de la radioactivité...)

LES CENTRALES NUCLÉAIRES – LEÇONS DE L'EXPERIENCE MONDIALE

27 et 28 octobre 2015

Auditorium Interlegis – Sénat fédéral, Brasilia

LA SURETÉ DES RÉACTEURS NUCLÉAIRES : DES PRINCIPES À LA RÉALITÉ

Monique Sené Physicienne

1. REACTEUR ET CENTRALE NUCLEAIRES

1.1 Le réacteur nucléaire produit de la chaleur

« Un réacteur, c'est une machine qui produit de la chaleur à haute température pour faire marcher la machine de Denis Papin ». Cela passe tout de même par la fission de l'atome et nous renvoie à la leçon sur les neutrons et les protons.

Suivez le schéma : dans un réacteur nucléaire, la chaleur est le résultat de la fission de l'uranium (contrairement aux centrales thermiques traditionnelles où elle provient de la combustion du charbon ou du gaz). Qu'est-ce que cette fission qui va miraculeusement générer l'énergie ?

Réponse : elle a lieu lorsqu'un neutron percute le noyau d'ura-

nium. Apparaissent alors des morceaux du noyau initial et quelques neutrons qui, à leur tour, vont provoquer de nouvelles fissions dans les noyaux voisins. C'est ce que l'on appelle la « réaction en chaîne ». Et c'est l'ensemble des fissions et réactions qui va produire la chaleur.

Pour obtenir une énergie constante et, éventuellement, éviter que le réacteur s'emballe, il est nécessaire que le nombre de réactions reste stable. Le travail essentiel des opérateurs de la centrale est d'entretenir cette stabilité pour que l'eau chauffe et produise suffisamment de vapeur. Et, à partir de celle-ci, de l'électricité.

Circuits primaire et secondaire

Ces données de base acquises, il faut encore savoir que deux circuits se succèdent, l'un qui extrait la chaleur, l'autre qui produit de la vapeur. C'est le cas du réacteur REP ou PWR, le plus répandu dans le monde.

Dans le premier circuit, l'uranium enrichi (« isotope 235 ») est livré sous forme de pastilles, qui vont être mises dans des tubes métalliques étanches, les « crayons », eux-mêmes plongés dans une cuve remplie d'eau. C'est dans ces crayons que va avoir lieu la réaction en chaîne, c'est-à-dire les différentes fissions qui libèrent la chaleur et, comme prévu, chauffent l'eau de la cuve. L'eau est maintenue sous pression, mais de sorte à ne jamais bouillir. Elle circule dans un circuit fermé, confiné. C'est le « **circuit primaire** ».

Après quoi, elle est propulsée dans un générateur où elle produit de la vapeur. Celle-ci fait tourner une turbine, qui à son tour entraîne un alternateur, qui produit l'électricité. C'est le **circuit dit « secondaire »**.

Le circuit de refroidissement

Une centrale ne cesse jamais de récupérer la chaleur. Mais il faut en parallèle assurer son refroidissement. C'est le rôle d'un troisième circuit, indépendant des deux premiers. Il repose tout entier sur l'action d'un condenseur dans lequel circule de l'eau prélevée à l'extérieur, dans une rivière ou dans la mer. Cette eau circule dans des tubes, des milliers de tubes représentant des kilomètres de canalisations. Comme l'eau s'est réchauffée, on la refroidit dans des tours de refroidissement ou des aéro-réfrigérants, ou bien on la rejette directement dans la même rivière ou à la mer. Au cours de ce processus de rejet dans les tours de refroidissement, une petite partie de l'eau s'évapore dans l'air. D'où le panache blanc que l'on voit fréquemment au-dessus des centrales.

Ce qui entre dans la centrale? Et ce qui en sort?

Ce qui entre?

C'est d'abord l'uranium, en France de l'uranium enrichi en isotope 235 (entre 3,5 et 4,5 %). Plus rarement, il s'agit de plutonium, car- rément plus dangereux.

En second lieu, la centrale pompe de l'eau, et beaucoup, dans une source extérieure (de l'ordre de 45 m³/sec).

Ce qui en sort?

En premier lieu de l'électricité ... heureusement, puis de la chaleur. On estime que les deux tiers de la chaleur produite dans le réacteur sont perdus. Mais pas pour les fleuves et la mer dans lesquels elle est rejetée et qu'elle réchauffe inévitablement. Dans son fonctionnement normal, une centrale rejette de plus des produits radioactifs.

Mais il faut aussi sortir les combustibles usés pour permettre leur remplacement par des neufs. Ce remplacement a lieu par tiers tous les ans ou ans et demi. Les combustibles usés deviennent ainsi des déchets toxiques et encombrants. Mais cela est une autre histoire. En France, ces combustibles sont en partie traités dans une usine chimique et nucléaire (usine AREVA la Hague) pour récupérer l'uranium et le plutonium. Il reste bien sûr les produits de fission que l'on incorpore à du verre et que l'on entropose aussi à la Hague.

2. DES REACTEURS EN VEUX-TU EN VOILA

Il existe quatre cent trente-quatre réacteurs dans le monde, répartis entre trente-six pays, et divers modèles, sept pour être précis... Pour tous les goûts! La France, qui en possède un solide contingent, cinquante huit, a opté pour le modèle REP (ou Réacteur à Eau Pressurisée - PWR), fonctionnant avec de l'uranium enrichi et de l'eau comme « modérateur » et extracteur de la chaleur (« caloporteur »).

C'est le modèle jugé le plus sûr. C'est pourtant celui qui était en place à Three Mile Island, aux Etats-Unis, site d'une des plus grosses catastrophes nucléaires survenue en 1979.

Les autres types de réacteurs :

- Réacteur à Eau Bouillante (REB ou BWR) : Uranium et eau pressurisée mais à moindre pression. Pas de circuit secondaire, production de la vapeur directement dans la cuve, donc risque de contamination moins maîtrisé. C'est le modèle des quatre réacteurs de Fukushima Daïchi.

- EPR – European Pressurized Reactor. Comparable au REP, il s'agit d'une nouvelle génération, « réputée » moins dangereuse (confinement renforcé). C'est ce modèle, qui a été choisi par les Finlandais, et qui est en construction en France à Flamanville dans la Manche. Les deux constructions ont beaucoup de retard par accumulation de problèmes liés à des chantiers mal encadrés.

- Réacteur graphite-gaz (UNGG) anciennement en France, AGR et MAGNOX au Royaume-Uni). Ce modèle vieillissant, très développé au Royaume Unis, sont tous en phase de démantèlement. On y utilisait toujours de l'uranium comme combustible, mais le caloporteur n'est pas l'eau mais du gaz carbonique.

- Réacteur RBMK. Également périmé et jugé dangereux car ne présentant pas d'enceinte de confinement, c'est le modèle que privilégiait l'ex-URSS puisqu'il permettait de récupérer du plutonium à usage militaire. C'était celui de Tchernobyl.

- Réacteur à Eau Lourde sous Pression (CANDU ou RELP). De l'eau lourde comme modérateur et caloporteur. C'est le chéri des Canadiens.

- Surgénérateur à neutrons rapides (RNR ou FBR). Le combustible est un mélange d'uranium 238 et de plutonium. Le caloporteur est un métal, du sodium liquide. Développé dès les années 50, ce modèle, prisé par la Russie et la Chine, avait été abandonné par la France, mais il vient d'être récemment réhabilité (projet Astrid).

3. LES DIFFERENTES ETAPES

DU FONCTIONNEMENT

DU REACTEUR EN TERMES DE RISQUES

Reprenons au début, en étudiant, cette fois, les risques liés à chacune des différentes étapes du fonctionnement d'un réacteur. Ici, on parle du pire et on en parle au conditionnel : et si?...

Premier de ces « Et si ».

Et si la gaine d'un des crayons venait à se fissurer, libérant dans la cuve des éléments radioactifs?

On voit bien le risque et ce qu'il a de terrifiant : que des matières hautement toxiques puissent s'échapper du réacteur, et ce serait le désastre. Toute la mission des responsables de la sécurité est d'empêcher ces échappées. Mais que l'une quelconque des parties de la centrale soit accidentellement endommagée (défaillance des pompes, par exemple) et c'est tout le dispositif de prévention qui est annihilé. Reste le scénario supposé impensable et qui s'est pourtant déroulé à Fukushima : du fait du séisme puis du tsunami, l'électricité a été coupée, et donc la capacité de refroidissement des réacteurs. Dans le même temps, les canalisations du circuit de refroidissement ont été rompues.

Et si la « réaction en chaîne » venait à s'emballer, qu'on en perde le contrôle? Théoriquement, cela n'est pas possible, puisqu'il suffirait d'abaisser les barres de contrôle dans le cœur depuis le poste de commande. Constituées de matériaux absorbant les neutrons, elles ont la capacité d'arrêter la chaîne. Théoriquement, donc... Oui, mais si quelques unes de ces barres de contrôle venaient elles-mêmes à tomber en panne? Ce serait plus embêtant et cela pourrait conduire à un emballement de la réaction et une fusion du cœur.

Et si survenait une défaillance dans le circuit de refroidissement? Et si malgré les techniques très élaborées mises en place, les produits radioactifs ne parvenaient pas à être refroidis? Cela peut hélas arriver et cela n'est pas fait pour rassurer. Pour Bernard Laponche, physicien nucléaire reconverti à la maîtrise de l'énergie, « la catastrophe est intrinsèque à la technique. Le réacteur fabrique les moyens de sa propre destruction ».

Et pour conclure citons l'Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire :

« Les réacteurs de production d'électricité utilisant la fission nucléaire présentent des risques liés aux possibilités de dispersion de substances radioactives et de contamination de l'homme et de l'environnement. Pour réduire ces risques, l'industrie nucléaire accorde une importance de tout premier plan à la sûreté de ses installations. De fait, la conception, la réalisation et l'exploitation des installations nucléaires sont conduites de façon à prévenir les situations incidentelles et accidentelles qui pourraient survenir et à en limiter les conséquences. Par ailleurs, l'amélioration continue du niveau de sûreté des installations est recherchée par la prise en compte du retour d'expérience de conception et d'exploitation, par les réexamens de sûreté des installations réalisés périodiquement et par la prise en compte des progrès des connaissances et des techniques applicables. »

4. MAIS QU'EN EST-IL REELLEMENT ?

Certes on nous assure que des efforts importants sont faits en faveur de la sûreté, mais est-ce vraiment pour protéger les hommes et leur environnement ?

Il est vrai que l'accident coûte cher ; Three Mile Island aux USA (1979), Tchernobyl en Ukraine (1986) et Fukushima au Japon (2011). Les réacteurs (1 aux USA et en Ukraine, 4 au Japon) n'ont pas pu redémarrer. Et la facture est salée : perte de production, perte d'investissement, coût d'un démantèlement difficile.

Pour les réacteurs nucléaires, comme pour tout autre machine, serait-elle un camion, la base de la sûreté consiste, c'est bien le moins, à s'assurer que tous ses équipements sont en bon état. Problème, si l'on détecte un défaut sur un réacteur, il convient tout d'abord, si la gravité l'impose, d'arrêter le réacteur incriminé, puis d'analyser le pourquoi et le comment et, en fonction de la modification induite, reprendre l'analyse de sûreté. Mais il faut également vérifier si le même défaut s'est déjà manifesté sur d'autres unités ou est en train d'apparaître sur certaines. L'avantage ... et l'inconvénient d'un parc de machines du même type est le retour d'expérience. Mais l'apparition d'un défaut générique peut impacter l'ensemble du parc, comme ce fut par exemple le cas des fissurations des grappes de contrôle dans les années 90 en France. Le remplacement des grappes, ordonné par des critères d'usure plus sévères, s'avéra impossible en raison du nombre de réacteurs concernés et de l'impossibilité du fabricant d'approvisionner. Il fallut étaler les réparations en renforçant la surveillance et en croisant les doigts ...

Rappelons qu'à Fukushima, et contrairement à ce qui a d'abord été affirmé, en particulier par EDF, les premiers dégâts ont été provoqués par le séisme. Le tsunami qui a suivi a amplifié la catastrophe. Des canalisations ont été immédiatement cassées, l'instrumentation est devenue inutilisable. Même après un premier démarrage des moteurs diesels, puis avec l'utilisation temporaire de batteries (environ 3 à 4 heures) pour obtenir quelque alimentation en électricité, les salles de contrôle ne disposaient déjà plus des renseignements indispensables pour piloter les réacteurs.

Ce qui, maintenant, peut sembler une « nuance » dans l'appréciation de la catastrophe, voire du pinaillage de très mauvais goût, est en réalité fondamental. L'explication de l'accident révèle la « philosophie » prônée par les uns et les autres. Ainsi, affirmer que la centrale a tenu au tremblement de terre, ne pas reconnaître que des canalisations, des câbles, des murs... se sont rompus immédiatement, empêchant tout pilotage, c'est réaffirmer, contre l'évidence, une sorte de croyance dogmatique : les ingénieurs avaient « tout calculé ». Pour que leur art soit pris en défaut, il fallait alors un coup du sort quasi-démoniaque –ici, le tsunami complémentaire.

Remarque

L'IRSN donne une définition de la sûreté, mais les principes sont-ils appliqués ? En ce qui concerne les réacteurs des années 1970-1980 il est clair que, malgré toutes les améliorations apportées au fil des années, ils ne répondent que partiellement à ces principes. En effet, l'accès aux divers éléments est parfois difficile, ce qui ne facilite pas les maintenances. Cette conception explique, aussi, pourquoi le démantèlement se révèle très long et coûteux dans tous les domaines (finances, faisabilité, radioprotection, rejets...)

L'Autorité de Sûreté Nucléaire française et son pendant l'Autorité de Sûreté Nucléaire de Défense (ASND) viennent d'interpeller le

Commissariat à l'Energie Atomique et aux énergies renouvelables (CEA) parce que les moyens humains ne sont pas au rendez-vous et les opérations s'avèrent beaucoup plus longues que prévues. Le CEA doit donc revoir ses plans de démantèlement.

N'oublions pas que cette instance possède de nombreux sites historiques qu'il convient d'essayer de mettre aux normes applicables en 2015.

Par ailleurs sur l'ensemble des 58 réacteurs français il existe des points faibles (notamment les piscines non renforcées par une enceinte en béton donc sensibles aux agressions malveillantes ou simplement climatiques)

5. LES EXIGENCES REGLEMENTAIRES

• Analyse de la Défense en profondeur

La conception des installations nucléaires repose sur le principe de défense en profondeur, qui conduit à la mise en œuvre de niveaux de défense successifs (caractéristiques intrinsèques, dispositions matérielles et procédures), destinés à prévenir les incidents et accidents puis, en cas d'échec de la prévention, à en limiter les conséquences :

• **Le premier niveau de défense a pour objet de prévenir les incidents : pour les équipements, des dispositions sont définies pour assurer un haut niveau de qualité de leur conception et de leur fabrication ainsi qu'un haut niveau de garantie de cette qualité.**

Il va falloir pour chaque composant en vérifier la conception puis la réalisation. Si on se réfère aux problèmes qui touchent les divers composants c'est optimiste et fait fi de comment peut se dérouler un accident ; un enchaînement de petits incidents qui mènent à un non refroidissement du cœur et à sa fusion.

• **Le deuxième niveau de défense a pour objet de détecter la survenue de tels incidents et de mettre en œuvre les actions permettant, d'une part, d'empêcher que ceux-ci ne conduisent à un accident et, d'autre part, de rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, d'atteindre puis de maintenir le réacteur dans un état sûr. Pour les équipements, cela nécessite que leurs hypothèses de conception demeurent vérifiées au cours de l'exploitation, en particulier :**

-des dispositions d'exploitation permettent d'assurer que l'équipement est utilisé dans le domaine de fonctionnement défini par hypothèse à la conception,

-des dispositions de maintenance permettent d'assurer que l'équipement reste dans un état conforme à celui considéré au moment de la conception.

Certes, mais encore faut-il avoir des équipements ayant subi leur maintenance et répondant aux commandes. De plus pour pallier les défaillances il faut l'avoir prévu. L'inconvénient est qu'on ne peut pas prévoir le déroulement d'un accident et donc imaginer des parades. Prenons l'inondation du site de la centrale du Blayais au passage de l'an 2000 (tempête sur la Gironde avec vague de mascaret et vents jusqu'à 170 km/h). Il avait été signalé à son démarrage en 1984 que les digues étaient trop basses pour supporter ce type de situation. Il y a eu quelques aménagements insuffisants. Après plusieurs rappels à l'ordre de l'ASN, EDF a programmé un rehaussement pour 2002 ... Mais la tempête est arrivée trop tôt : bilan deux ans d'arrêt pour nettoyer le réacteur noyé (à 1 million d'euros perdus par jour d'arrêt, il vaut mieux prévenir que guérir). Et n'oublions pas que l'accident majeur a été évité de justesse : le réacteur a pu être refroidi parce que les opérateurs ont bien travaillé et que des diesels ont fonctionné.

• **Le troisième niveau de défense a pour objet de maîtriser les accidents n'ayant pu être évités ou, à défaut, de limiter leur aggravation en retrouvant la maîtrise de l'installation afin de la ramener et de la maintenir dans un état sûr : pour les équipements, des dispositions sont mises en œuvre pour limiter les conséquences de leur défaillance.**

Joliment écrit mais encore faut-il un personnel ayant une bonne formation et en possession de fiches d'instruction et d'instruments corrects. Il faut aussi que tous les appareils (diesels de secours, électronique, transformateurs, vannes, ...) aient subi leur maintenance et que les pièces nécessaires à leur bon fonctionnement aient pu être changées

• **Le quatrième niveau de défense** a pour objet de gérer les situations d'accident consécutives à l'échec des dispositions des trois premiers niveaux de défense en profondeur de façon à en limiter les conséquences, notamment pour les personnes et l'environnement. Ce quatrième niveau permet de gérer les situations d'accident avec fusion de combustible.

Gérer certes, mais encore faut-il avoir admis que l'accident peut arriver sinon ce sera ingérable.

Fukushima a montré les limites de ce quatrième niveau : il a été impossible de gérer.

• **Le cinquième niveau de défense** concerne l'intervention des pouvoirs publics pour limiter les conséquences d'un accident pour le public et l'environnement.

Ce dernier niveau demande d'une part d'admettre qu'un accident est possible (toujours cet item indispensable) et que la population en a été avertie, sinon c'est illusoire.

Ces niveaux de défense sont suffisamment indépendants pour que la défaillance d'un niveau ne remette pas en cause la défense en profondeur assurée par les autres niveaux.

Étonnant cette assurance d'indépendance entre les niveaux, alors qu'ils s'imbriquent : quand l'accident s'enclenche, plus rien ne peut le stopper et c'est de cela qu'il faut prendre conscience. De plus il est impossible de modéliser un accident à venir sinon les parades seraient déjà existantes. On peut utiliser les problèmes passés pour améliorer cette fameuse « défense en profondeur », mais on ne peut pas prédire l'avenir.

Analyse de l'exclusion de rupture

Exclure la rupture d'un composant conduit à ce que sa défaillance ne soit pas postulée dans la démonstration de sûreté. Ainsi, aucune disposition n'est prévue au titre du troisième niveau de la défense en profondeur pour limiter les conséquences de sa défaillance. De ce fait, l'hypothèse d'exclusion de rupture nécessite de renforcer les deux premiers niveaux de la défense en profondeur pour atteindre un niveau de sûreté satisfaisant.

La rupture de la cuve est exclue au stade de la conception, de sorte que le principe de renforcement des deux niveaux de défense susmentionnés s'applique à ce composant.

À cet égard, comme l'a rappelé la Section permanente nucléaire (SPN) de la Commission centrale des appareils à pression (CCAP), lors de sa réunion du 21 juin 2005 consacrée à l'exclusion de rupture des tuyauteries des circuits primaires et secondaires principaux du projet EPR, le premier niveau de la défense en profondeur « est constitué de la garantie de la qualité à la fois de la conception, de la fabrication et du suivi en service, étant entendu que pour la conception et la fabrication, la garantie de la qualité est fondée à la fois sur la qualité des règles appliquées, la vérification de leur application et le contrôle final du résultat attendu. Les éléments constituant ce premier niveau sont tous de même importance. »

Soyons clairs : tout doit être impeccable. On ne peut tolérer le moindre écart.

Or, est-ce toujours réalisable et réalisé ?

Les tribulations de l'EPR permettent d'en douter. Citons l'ASN :

« L'ASN considère que le réacteur EPR constitue un progrès significatif en matière de sûreté nucléaire, et une référence au niveau mondial. La Direction de la sûreté des installations nucléaires (DSIN) avait défini en 1999 les objectifs de sûreté pour de nouveaux réacteurs nucléaires, auxquels répondent dans leur ensemble les dispositions retenues pour la conception de l'EPR. Les orientations retenues pour sa cuve contribuent à cette amélioration du niveau de sûreté. L'atteinte de ce haut niveau de sûreté reste toutefois conditionnée à la qualité de sa construction.

La fabrication des calottes de la cuve de l'EPR, compte-tenu de leurs dimensions, a conduit AREVA à faire notablement évoluer son procédé. Comme tout nouveau procédé, il est susceptible de générer des défauts qui n'apparaissaient pas auparavant. C'est particulièrement le cas en ce qui concerne l'hétérogénéité du matériau, en raison de la masse élevée du lingot retenu (3 fois celle des réacteurs du palier N4) et de son mode d'élaboration (lingot conventionnel et non à solidification dirigée). Si le phénomène de ségrégation positive majeure a été pris en compte par AREVA, il a manifestement été

sous-estimé, tant dans son ampleur qu'en termes de conséquences sur les propriétés mécaniques.

La cuve est un équipement essentiel du réacteur, dont la rupture doit pouvoir être exclue. Une telle anomalie, susceptible de compromettre son aptitude au service, constitue à l'évidence un événement majeur du projet EPR de Flamanville. Il est donc légitime que l'ASN en informe le public, conformément à ses missions définies dans la loi et comme elle l'a fait pour d'autres événements ayant affecté la construction du réacteur. »

Et AREVA a donc fourni un programme de requalification « pour démontrer la conformité de la cuve », présenté ci-après :

Afin de démontrer la conformité de la cuve aux exigences réglementaires, AREVA a proposé une démarche consistant à :

- identifier les situations les plus pénalisantes vis-à-vis du risque de rupture brutale ;

- définir des critères d'acceptabilité au travers de calculs mécaniques ;

- caractériser le matériau par des essais destructifs.

Force est de constater que tous ces tests auraient dû être menés dès le début, au moment de la réalisation des lingots permettant de réaliser « les fameuses calottes » que sont le fond et le couvercle de la cuve.

En effet, cette cuve ne répond pas aux critères d'exclusion de rupture ni à celui du premier niveau de qualité « :pour les équipements, des dispositions sont définies pour assurer un haut niveau de qualité de leur conception et de leur fabrication ainsi qu'un haut niveau de garantie de cette qualité ».

L'ASN avait déjà signalé dans son rapport annuel ;

« L'année 2014 se situe globalement dans la continuité des années précédentes en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection.

Dans l'ensemble, la situation reste assez satisfaisante, mais on ne doit pas s'en tenir là. En effet, l'importance des enjeux et les attentes de la radioprotection au vu de l'analyse des accidents, de l'accroissement des connaissances scientifiques et des développements technologiques. »

L'ASN déplore que année après année, l'évolution de la sûreté stagne, alors qu'il faut atteindre l'excellence. Bien sûr il n'y a que des incidents sur le parc français, mais l'ASN est très préoccupé par l'EPR. Citons :

« L'ASN a été informée par AREVA d'une anomalie de la composition de l'acier dans certaines zones du couvercle et du fond de la cuve du réacteur de l'EPR de Flamanville. La réglementation relative aux équipements sous pression nucléaires impose au fabricant de maîtriser les risques d'hétérogénéité des matériaux utilisés pour fabriquer les composants les plus importants pour la sûreté. »

Tout est dit : Le réacteur neuf a du mal à aboutir et ceux en fonctionnement sont vieillissants et difficiles à rendre conformes aux nouvelles exigences de sûreté suite à l'accident de Fukushima.

Il ne faut pas croire que ces problèmes sont réservés à la France : les USA ont leurs ennuis, la Belgique, la Suisse, la Chine, l'Allemagne aussi et pour ce dernier pays ses démantèlements.

6. UN PEU D'HISTOIRE A PROPOS DES REACTEURS

En 1974 (début du programme français), des chercheurs du Centre National de la Recherche Scientifique avaient dans un rapport visionnaire souligné une série de problèmes :

6.1 La « pollution thermique » est inévitable car « le rendement thermique de centrales nucléaires à uranium enrichi et eau pressurisée, dont la température (circuit de refroidissement primaire) est d'environ 300 °C, est de l'ordre de 30 %. Une centrale dont la puissance électrique est de 1GWe, restituée à la source froide (mer, rivière ou atmosphère) plus de 500 millions de calories par seconde. Il est bien évident que les effets et remèdes à cette pollution sont très différents selon la source..À première vue, ceci constitue tout à la fois un énorme gaspillage d'énergie, et ce que l'on appelle souvent « une pollution thermique », c'est-à-dire une modification des données de l'écosystème dans lequel nous vivons actuellement. »

Pourrait-on la récupérer ?

« En fait, il n'y a pas de réponse. La température de l'eau à la sortie du condenseur (échauffement d'environ 10 °C pour un débit de

50m³/s, cas de la centrale PWR de 1GWe) oscille entre quelque 10 °C en hiver et 30 °C en été. Cette température n'est pas suffisante, même pour l'application immédiate que constitue le chauffage de serres (qui demandent un minimum de 30 °C en toute saison). »

Et les chercheurs revenaient à la question : « peut-on utiliser la chaudière nucléaire pour produire électricité et chaleur. »

«Cet usage existe : c'est le chauffage urbain, à partir d'eau pressurisée (par exemple 8 bars, 170 °C). Mais il est bien évidemment, très limité : seul est à considérer le chauffage des grandes villes nouvelles. »

Finalement que l'on choisisse le rejet direct ou les réfrigérants atmosphériques, il y a des problèmes :

- **échauffement de l'eau pour les rivières (baisse locale d'oxygène : quel impact sur les poissons et toute la faune) ;**
- **les réfrigérants : problèmes avec le panache (brouillard et verglas, et prolifération de bactéries, légionelle par exemple).**

6.2 Les effluents gazeux et liquides des centrales sont composés de :

- *gaz rares radioactifs dont certains à période longue ; Xénon 133 (5,3 jours) et surtout Krypton 85 (10,8 années) ;*
- *d'iode radioactif dont l'iode 131 de période 8 jours ;*
- *de vapeur d'eau tritiée (période 12,3 années) ;*
- *d'aérosols radioactifs.*

Ces gaz proviennent de l'extraction des gaz non condensables du circuit primaire de réfrigération et des fuites lors des différentes opérations. Leur quantité dépend du type de réacteur et de l'emploi de systèmes de rétention qui éliminent les effluents à vie courte (moins de 1 jour). (..)

Une centrale à eau de 1 GWe à bonne rétention produirait donc de 740 à 1110 TBq/an. On a calculé pour une installation type, qu'une production de 1850 TBq provoque à la limite du site (1 km) une irradiation en continue de 0,05 mSv/an, soit le 1/100 de la limite de 5 mSv admise pour les populations.

Notons que la dose population est maintenant de 1mSv/an.

L'effluent liquide le plus préoccupant pour les centrales à eau est l'eau tritiée, 22 TBq/an (présence du bore donc impossible à éviter).

Notons que le tritium est toujours un problème.

Il paraît prudent, dans l'état actuel, de se fixer l'objectif d'atteindre une irradiation finale par les effluents liquides ou gazeux des centrales qui soit une petite fraction de l'irradiation naturelle et toute une série de mesures sont nécessaire pour atteindre cet objectif :

- *au niveau des réalisations sur le site (hauteur des cheminées, débit d'eau) ;*
- *au niveau du choix du site en fonction de l'environnement proche et lointain (régime des vents, circulations des eaux...) ;*
- *au niveau des mesures de contrôle qui doivent être effectuées avec une grande rigueur et dont les résultats doivent être publiés ;*
- *au niveau des études sur les phénomènes de dispersion et concentration (par exemple l'iode 131) qui doivent préciser les doses effectives.*

6.3 La sûreté des réacteurs

Le problème de la sûreté des réacteurs est un sujet extrêmement difficile à aborder, car la plupart des questions techniques qui s'y rapportent sont couvertes en partie par le secret industriel et aucun effort n'a été fait jusqu'à présent dans la présentation des rapports de sûreté pour reporter l'information concernée en annexe confidentielle, le corps du texte pouvant être rendu public. Le même problème se pose à un moindre degré en ce qui concerne les données médicales sur l'irradiation et la contamination des travailleurs et des populations entourant les installations nucléaires, et on ne peut que souhaiter une meilleure information de la part des services concernés, car on ne voit pas en quoi le secret médical devrait s'appliquer à des données d'ordre statistiques, non nominatives.

Les choses ont évolué en quarante ans, mais il reste du chemin à parcourir. Cependant des études ont été faites et il a, en France, été créées des Commissions Locales d'Information (CLI) formées d'élus, de syndicalistes, d'associations, de personnes compétentes (médecins, informaticiens, sociologues, physiciens, bio-

logistes, ...). Ces CLI peuvent demander l'accès aux documents sous confidentialité, diligenter des études sur l'état de l'environnement et sur la santé des riverains.

D'autre part, la méthodologie même de la conception est contestée : il est déjà difficile d'estimer les conséquences successives de la défaillance d'un seul élément d'un système complexe comme une centrale ; de faibles erreurs au niveau de chaque relation de cause à effet ont un effet cumulatif, et les estimations de probabilité sont affectées d'incertitudes donnant des rapports pouvant atteindre plusieurs facteurs dix entre des études différentes. Mais on constate en fait que beaucoup d'incidents sont dus à une panne simultanée de divers éléments, provoquée par une même cause indirecte et imprévisible : même les ordinateurs les plus puissants ne peuvent traiter toutes les multiples combinaisons de ce genre.

Et c'est toujours vrai, même si les ordinateurs sont plus puissants. Il vient d'arriver dans un réacteur arrêté pour maintenance, un incident : il fallait changer les tubes du condenseur où l'eau venant du circuit secondaire se refroidit. Or ces tubes sont en titane qui a la particularité de brûler dans l'azote. D'où le risque si on veut faire une soudure, Et comme ce fait n'était pas connu du soudeur, un incendie s'est déclenché et le condenseur doit être changé. Il en coûtera un arrêt assez long, au moins 100 millions d'euros (condenseur) et bien sûr il faut ajouter les millions par perte de production.

Le rapport continue en jugeant que des progrès sont possibles, mais reste la relation entre la machine et les hommes.

L'opérateur de réacteur nucléaire en exploitation est pris entre trois pressions inévitables : les contraintes d'exploitation, les procédures et enfin le caractère nouveau des interventions requises puisque l'automatisme très poussé du système ne requiert une intervention que dans les imprévus, qui seront ultérieurement étudiés et incorporés au programme de contrôle. Ces conditions psychologiques ne peuvent être progressivement maîtrisées que par la maturation lente d'un « corps » de conducteurs de centrale, analogue à celui des officiers de pont ou des pilotes de ligne, doté d'une formation adéquate, d'un entraînement et d'un recyclage soutenus, de traditions, d'une éthique. Aller vite dans ce domaine impliquerait des risques considérables.

Finalement, et nous entrons ici dans le domaine de la pure conjecture, se posent les questions relatives à l'environnement social de l'industrie nucléaire : trafic de matériaux fissiles, chantages divers, terrorisme, états de guerre ou, à l'inverse, mesures de protection d'ordre policier ou militaire et influence de ces mesures sur les libertés individuelles. La sûreté de l'industrie nucléaire pose donc des problèmes d'ordre très divers : techniques, psychologiques et sociaux.

Ces problèmes existent toujours...

6.4 Traitement des déchets radioactifs

Les points qui nous paraissent soulever des problèmes concernant l'usine de retraitement de la Hague dans le cadre concret du programme électronucléaire français, concernent : le rejet de krypton 85 dans l'atmosphère et de tritium dans l'eau, le taux de séparation des actinides dans les déchets de haute activité, les incertitudes concernant le stockage, sur de longues périodes, des déchets.

Le rapport cite les déchets issus du retraitement (rejet de krypton et de tritium,...), et prévient que la destruction des produits de fission et des actinides n'est pas envisageable pour de grandes quantités et conclut : « devant toutes ces difficultés, qui peuvent entraîner une modification substantielle et mal maîtrisable par notre société, il paraît souhaitable de diversifier les efforts en vue d'un meilleur approvisionnement énergétique. Des crédits équivalents d'une fraction, même faible de ceux consacrés au développement du programme nucléaire devraient être affectés aux recherches pour le développement d'énergies nouvelles. Le potentiel scientifique du CNRS pourrait utilement contribuer à ce type de recherches ».

Cette conclusion qui date de 40 ans est très importante. Et pourtant elle est restée lettre morte et c'est bien regrettable. Des progrès ont été faits, la transparence est devenue un slogan, mais les échanges restent difficiles.

SEMINAIRE INTERNATIONAL LES CENTRALES NUCLEAIRES – LEÇONS DE L'EXPERIENCE MONDIALE

27 et 28 octobre 2015

Auditorium Interlegis – Sénat fédéral, Brasilia

LES COÛTS DU NUCLEAIRE

Bernard Laponche

INTRODUCTION

Au début, dans les années 1950, on pensait qu'on allait produire de l'électricité tellement bon marché que ce ne serait pas la peine de mettre des compteurs... Il y avait une expression pour dire cela : « Too cheap to meter », trop bon marché pour mettre un compteur.

À partir de la mise en évidence de la fission et de la réaction en chaîne dans la première « pile atomique » en 1942 à Chicago, c'est avec un objectif militaire qu'ont été développés les réacteurs nucléaires et les industries du combustible nucléaire. Toutes les techniques utilisées aujourd'hui découlent très directement du « Projet Manhattan » et de ses suites aux Etats-Unis. Cette articulation étroite entre nucléaire civil – la production d'électricité – et nucléaire militaire – production des armes nucléaires et propulsion des sous-marins nucléaires – a prévalu dans les « puissances nucléaires » qui ont suivi les Etats-Unis : URSS, Royaume-Uni, France, plus tard Chine, Inde, Pakistan, Israël¹. Le nucléaire civil a largement profité des développements nucléaires militaires et aujourd'hui, si la séparation peut être effective dans le secteur des centrales nucléaires, elle ne l'est pas dans celui des industries du combustible : enrichissement de l'uranium et retraitement du combustible pour la production du plutonium.

Et le « désir » de certains pays de maîtriser les techniques nucléaires « civiles » ne saurait masquer l'intention sous-jacente de se doter de l'arme nucléaire.

Cette « complémentarité » n'est pas sans influence sur la question des coûts du nucléaire. En effet, plus qu'aucune autre technique de production d'électricité, le nucléaire a profité largement de la recherche et développement et même de certains investissements en réacteurs ou usines du combustible financés par les budgets militaires. En même temps, le nucléaire civil a beaucoup joué, notamment dans les milieux scientifiques et auprès du public, de son image de « rédemption » vis-à-vis d'un nucléaire militaire marqué par Hiroshima et Nagasaki et la menace permanente d'un conflit mondial dévastateur au temps de la guerre froide. C'est bien le message « Atom for peace » du président Eisenhower à la tribune des Nations Unies en 1952 qui a lancé la grande offensive au niveau mondial des entreprises américaines du nucléaire. Aujourd'hui, 88 % de la puissance électronucléaire installée au monde est constituée par des réacteurs à eau ordinaire et uranium enrichi des filières américaines PWR et BWR.

À la suite de cette impulsion industrielle et commerciale d'envergure, la production d'électricité d'origine nucléaire s'est développée de façon significative à partir de 1960, jusqu'à atteindre 18 % de la production mondiale d'électricité en 1996. Ce n'était pas négligeable, mais pour une technique ayant pendant un demi-siècle joui d'un soutien massif des Etats l'ayant développée, cela ne correspondait pas aux attentes de ses promoteurs.

La stagnation puis l'amorce de décroissance de l'électronucléaire au niveau mondial, en part de la production mondiale et même en valeur absolue à partir de 2006, s'explique par deux types de facteurs.

Le premier facteur est la confirmation des risques liés à l'utilisation de cette technique, d'abord par l'accident de Three Mile Island aux Etats-Unis en 1979 qui a pratiquement bloqué le développement dans ce pays, puis par les catastrophes de Tchernobyl (Ukraine en URSS, 1986) et Fukushima (Japon, 2011). Le déclin du nucléaire a démarré avant Fukushima, mais cet accident a confirmé l'Allemagne et l'Italie, deux pays de haut niveau technologique, dans leur décision de renoncer à l'électronucléaire. Dans le même registre, le problème des déchets radioactifs, présent depuis le début du développement de cette technique, pesait de façon croissante dans la balance des avantages et des inconvénients.

Le second facteur, qui n'était pas anticipé car pas mal de soutiens financiers étaient masqués et que les risques étaient minimisés ou même niés, est la question des coûts : ceux-ci n'ont pas cessé d'augmenter et se révèlent, en ce début du XXI^e siècle, de plus en plus prohibitifs (investissements de construction des réacteurs, coûts à venir du démantèlement et de la gestion des déchets, coût de l'accident majeur...) et de plus en plus supérieurs à ceux des techniques et sources alternatives.

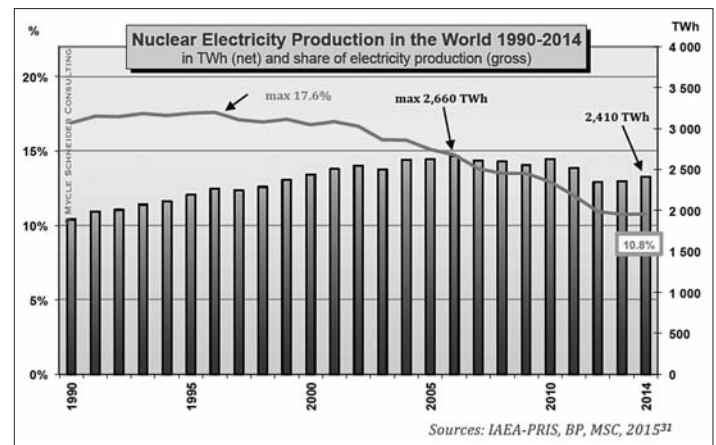
C'est ce que nous allons examiner dans cet article : le chapitre I présente l'évolution et la situation actuelle de l'électronucléaire dans le monde ; le chapitre II traite des coûts du nucléaire en France ; le chapitre III compare pour un certain nombre de pays les coûts des différentes techniques de production d'électricité ; le chapitre IV esquisse un éclairage sur le rôle éventuel du nucléaire dans la lutte contre le changement climatique.

1-LA PRODUCTION D'ELECTRICITE D'ORIGINE NUCLEAIRE DANS LE MONDE²

1.1 LA PRODUCTION D'ÉLECTRICITÉ D'ORIGINE NUCLEAIRE

En 1990, la production mondiale d'électricité d'origine nucléaire (1800 TWh) représentait 17,5 % de la production mondiale totale d'électricité. Elle a ensuite régulièrement augmenté en valeur absolue jusqu'en 2006 (2660 TWh), à 15 % seulement de la production mondiale, pour descendre ensuite à moins de 2400 TWh en 2012 et 2013 et 2410 TWh en 2014, soit 10,8 % de la production mondiale d'électricité³.

Figure 1 – La production d'électricité nucléaire dans le monde de 1990 à 2014, en TWh, nets et la part du nucléaire dans la production brute mondiale d'électricité.



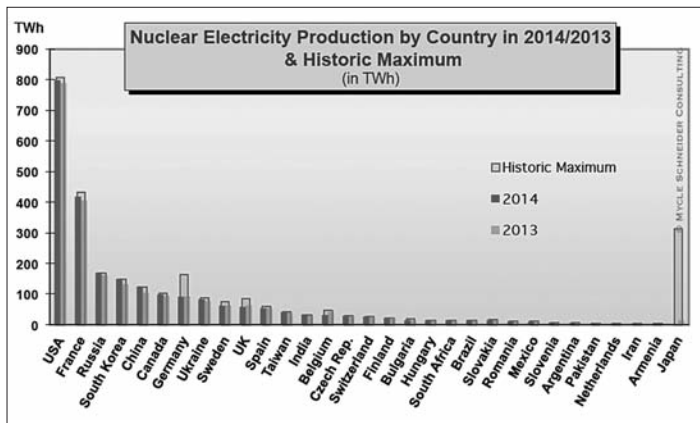
1.2 LES PRINCIPAUX PAYS PRODUCTEURS

En 2015, comme les années précédentes, 31 pays possédaient des réacteurs nucléaires pour la production d'électricité. Avant l'accident de Fukushima, en 2010 la production de trois pays, les Etats-Unis, la France et le Japon, représentait près de 60 % de la production mondiale.

Comme le montre la figure ci-dessous, la production des autres pays (et celle du Japon aujourd'hui) est très inférieure.

Parmi les grands pays producteurs, la France occupe une position tout à fait particulière puisque la production d'origine nucléaire représente 73 % de sa production totale d'électricité, alors que cette proportion est, en 2013, de 28 % en Corée du Sud, 19 % aux Etats-Unis, 18 % au Royaume-Uni, 17,5 % en Russie, 15 % en Allemagne (qui a décidé la « sortie » du nucléaire) et 2,1 % en Chine.

Figure 2 – La production d'électricité nucléaire par pays en 2013 et 2014 et sa valeur historique maximale.

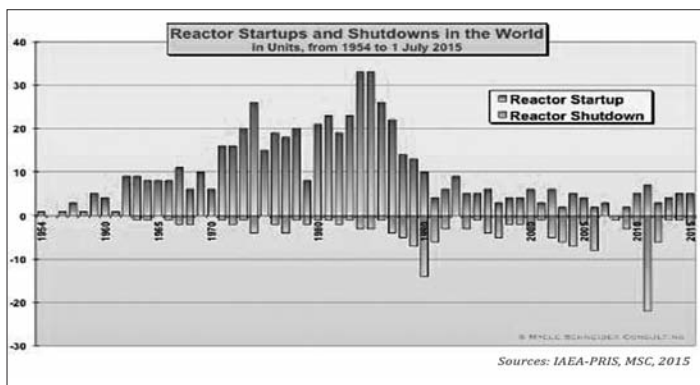


1.3 L'HISTORIQUE DES DEMARRAGES DES REACTEURS

Depuis la première connexion au réseau électrique d'un réacteur nucléaire en URSS en 1954, le démarrage de nouvelles installations a connu deux périodes de pic : en 1974 (26 unités connectées) et en 1985, l'année précédant l'accident de Tchernobyl (33 unités connectées).

À partir de 2000, les nouveaux démarrages ont presque été compensés par les arrêts définitifs de réacteurs, l'année 2011 étant évidemment marquée par l'accident de Fukushima qui a entraîné l'arrêt de 54 réacteurs au Japon⁴ (privé de toute production d'origine nucléaire pendant l'année 2014). Le nombre de réacteurs électronucléaires en opération réelle dans le monde est passé de 438 en 2002 à 391 en juillet 2015.

Figure 3 – Démarrages et fermetures définitives des réacteurs électronucléaires dans le monde de 1954 au 1^{er} juillet 2015.



1.4 L'AGE DES REACTEURS

Enfin, donnée importante pour l'avenir de la production électronucléaire dans le monde, l'âge moyen des réacteurs électronucléaires est proche de 30 ans, durée de fonctionnement initialement prévue par leurs constructeurs, bien que cette limite ne soit pas réglementaire. La question de l'allongement de la durée de fonctionnement au-delà de 30 et surtout 40 ans se pose dans la plupart des pays et en particulier en France. Se posent en effet des questions à la fois techniques, économiques et de sûreté.

Au premier juillet 2015, l'âge moyen des 391 réacteurs en fonctionnement dans le monde était de 28,8 ans. Ces âges se répartissent de la façon suivante, en nombre de réacteurs :

Tableau 1 - Age du parc nucléaire mondial (au 1er juillet 2015)

Plus de 40 ans	31-40 ans	21-30 ans	11-20 ans	0-10 ans
54	145	117	38	37

1.5 LES REACTEURS EN CONSTRUCTION

En juillet 2015, 62 réacteurs étaient en construction dans le monde. Ce chiffre reste très inférieur au record atteint en 1979 avec 234 unités en construction.

Les principaux pays « constructeurs » sont : Chine (24), Russie (8), Inde (6), États-Unis (5), Corée du Sud (4), Emirats Arabes Unis (3). Viennent ensuite deux réacteurs par pays en Belarus, Pakistan et

Slovaquie, et un réacteur en Ukraine (début de construction en 1986-1987), Argentine, Brésil (Angra 3?), Finlande, France.

Il est important de noter que 47 chantiers sont en retard par rapport aux prévisions, dont 15 en Chine, 8 en Inde, 6 aux États-Unis, 5 en Corée du Sud.⁵

2. LE COUT DE PRODUCTION DE L'ÉLECTRICITÉ NUCLEAIRE EN FRANCE

2.1 EVALUATIONS DE LA COUR DES COMPTES

La référence la plus récente sur le coût de production du kWh par les centrales nucléaires françaises⁶ est le rapport de la Cour des comptes de 2014⁷.

Dans ces rapports, la Cour utilise la méthode du coût courant économique (CCE). Ce coût est constitué de charges de capital correspondant aux investissements passés, de charges annuelles d'exploitation ou d'investissements de maintenance annuels⁸ et de provisions annuelles pour diverses charges futures. La prise en compte du capital investi se fait sous la forme d'un coût annuel de rémunération et de remboursement permettant à la fin de vie de l'ouvrage ou du parc d'ouvrage de reconstituer en monnaie constante l'investissement initial.

Le coût de production du parc actuel

Le premier rapport évaluait le CCE du kWh produit par le parc nucléaire français à 49,5 euros pas MWh (€/MWh), en euros courants de l'année 2010⁹.

Le second rapport présente une actualisation de ce coût ainsi que sa réévaluation pour l'année 2013 et aboutit à la valeur de 59,8 €/kWh, en euros courants, soit une augmentation de 10,2 €/kWh (21 %). Cette forte évolution est due à la forte croissance des dépenses d'exploitation entre 2010 et 2013, ainsi que des investissements de maintenance.

Les investissements passés

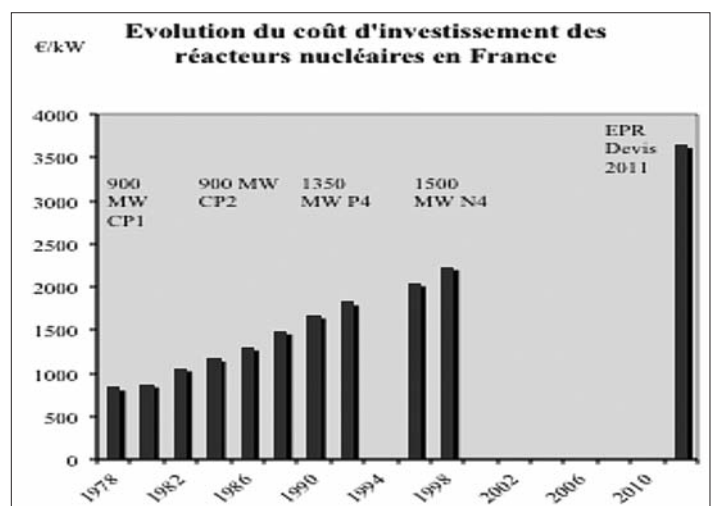
La Cour des comptes (rapport 2012) évalue à 96 milliards d'euros 2010 l'investissement initial dans les 58 réacteurs actuels, pour une puissance électrique nette installée de 62 000 MW, soit 1,54 M\$ par MW installé.

Historiquement, la filière nucléaire n'a pas profité des réductions de coût qu'on attend généralement de l'apprentissage industriel, comme le montre bien le tableau 2¹⁰ et la figure 4.

Tableau 2 Évolution des coûts des réacteurs nucléaires français en fonctionnement

Palier	Puissance électrique nette (MW)	Coût des deux premiers réacteurs mis en service (1000 €/ MW)	Coût moyen des réacteurs suivants (1000 €/ MW)
CP0 (6 réacteurs)	880 - 910	836	893 (+7%)
CP1 et CP2 (28 réacteurs)	890 - 915	1 191	1078 (-9%)
P4 (8 réacteurs)	1310 - 1335	1 531	1 190 (-29%)
880-910P4 (12 réacteurs)	1300 - 1330	1 358	1 191 (-22%)
N4 (4 réacteurs)	1495 - 1500	1 635	1 251 (-24%)

Figure 4 - Coût du MW installé des différents paliers de la filière REP (en euros 2010)¹¹



Les autres investissements du programme électronucléaire français relèvent du cycle du combustible : la Cour les estime à environ 40 milliards d'euros de 2010, dont 19 milliards seulement sont pris en compte car destinés à répondre aux besoins du parc français.

Les investissements pour la poursuite du fonctionnement du parc actuel

D'après la Cour des comptes (rapport 2014), pour mettre le parc actuel en capacité de maintenir sa production et, éventuellement, de prolonger sa durée d'exploitation au-delà de 40 ans, une partie des investissements serait réalisée au-delà de 2025. Même si un chiffre à un tel horizon est par nature un exercice très incertain, le total des investissements sur la période 2011-2033, qui devrait couvrir la quasi totalité des 4èmes visites décennales des réacteurs de 900 MW et 1300 MW, atteindrait environ 90 milliards d'euros 2010, soit 110 milliards d'euros courants.

Les incertitudes

Le coût de l'allongement de la durée de fonctionnement des réacteurs Les coûts de renforcement des réacteurs associés à une éventuelle prolongation de la durée de vie au-delà de 40 ans restent très incertains. Les exigences de l'autorité de sûreté nucléaire (ASN), réacteur par réacteur, ne sont pas encore connues, mais celle-ci a annoncé que les réacteurs devraient atteindre le niveau de sûreté des réacteurs de troisième génération (EPR).

Les opérations concernées seraient alors souvent inédites et l'estimation de leur coût reste difficile. En première analyse¹², le coût pourrait atteindre 1,5 milliards d'euros par réacteur dans un scénario de sûreté renforcée et pourrait dépasser 4 milliards d'euros dans une démarche d'application systématique des meilleures garanties de sûreté s'approchant des exigences fixées pour de nouveaux réacteurs¹³.

Le démantèlement des centrales et usines nucléaires

Les trois étapes du démantèlement d'un réacteur sont classées comme suit :

- niveau I : mise à l'arrêt définitif (MAD) comprenant le déchargement du combustible du cœur du réacteur et son entreposage pendant deux ans en piscine de "désactivation" du bâtiment combustible, ce qui comprend :

- la décharge du combustible nucléaire ;
- la vidange des circuits.

- niveau II : démantèlement partiel incluant la destruction de tous les bâtiments en dehors du bâtiment abritant le réacteur, ce qui comprend :

- la décontamination et destruction de tous les bâtiments en dehors du bâtiment abritant le réacteur nucléaire ;
- le confinement du bâtiment du réacteur nucléaire.

- niveau III : démantèlement total du bâtiment réacteur, ce qui comprend :

- le démantèlement des échangeurs thermiques ;
- le démantèlement du bloc réacteur ;
- la destruction du bâtiment du réacteur nucléaire.

EDF affirmait en 2000, mais sans le justifier, que le démantèlement coûterait environ 15 % du coût d'investissement du parc de centrales. En 2003, dans ses « coûts de référence », le ministère de l'industrie reprenait cette estimation sans la discuter. A 1,5 milliard d'euros d'investissement par réacteur, cela faisait 220 millions pour le démantèlement, et pour l'ensemble du parc français, une douzaine de milliards d'euros. Mais les premiers démantèlements d'installation, qui se sont révélés bien plus complexes et beaucoup plus onéreux que prévu, laissent penser que ces coûts sont très sous-estimés, comme le montre le cas de Brennilis, centrale de 70 MW électriques en Bretagne (Monts d'Arrée) équipée d'un réacteur à uranium naturel, eau lourde, gaz (CO₂) démarrée en 1968 et arrêtée définitivement en 1985. Le coût du démantèlement en cours de Brennilis est aujourd'hui estimé à 482 millions d'euros, soit vingt fois supérieur à celui prévu par la Commission PEON (Production d'électricité d'origine nucléaire).

La Cour des comptes (rapport de 2012) a effectué la comparaison des évaluations des charges de démantèlement de six pays (Allemagne, Belgique, Japon, Royaume-Uni, Suède et Etats-Unis) avec parfois plusieurs évaluations disponibles par pays.

Tableau 3
Extrapolation du coût du démantèlement du parc français actuel, en Milliards d'euros 2010

Méthodes utilisées par	EDF	Suède	Belgique	Japon	Etats-Unis 3 méthodes	Grande-Bretagne	Allemagne 4 méthodes
Extrapolation pour 58 réacteurs	18,1	20	24,4	38,9	27,3 33,4 34,2	46	25,8 34,6 44 62

Les quatre évaluations allemandes ont été respectivement effectuées par les exploitants allemands (25,8 Md€), la compagnie d'électricité E.ON (44 Md€) et le cabinet Arthur D. Little (34,6 à 62 Md€).

Les valeurs calculées à partir des données étrangères sont toutes supérieures à celle d'EDF.

La gestion des déchets nucléaires

En quelques années, l'évaluation par l'ANDRA (Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs) de l'investissement du stockage géologique, décidé par la loi de 2006 comme solution définitive au stockage des déchets à haute et moyenne activité et à longue durée de vie, est passée de 15 à 35 milliards d'euros. Mais il n'est pas acquis que le projet actuel soit réalisé.

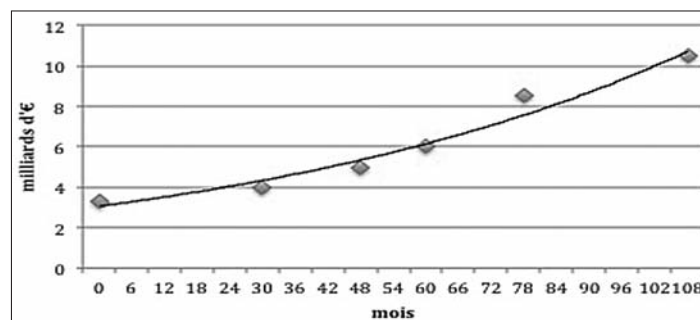
2.2 LE CAS DE L'EPR

Le réacteur de Flamanville

EPR¹⁴ est un réacteur à uranium enrichi et eau sous pression (REP ou PWR) de 1650 MW de puissance électrique. Quatre réacteurs de type EPR, fournis par AREVA sont actuellement en construction : Olkiluoto 3 (Finlande, depuis 2005), Flamanville 3 (France, depuis 2007), Taishan 1 et 2 (Chine, depuis 2009).

Comme le montre la courbe ci-dessous le coût prévisionnel de l'EPR de Flamanville en fonction du temps se place sur une courbe exponentielle depuis le démarrage du chantier en 2016. C'est dire que chaque année de retard coûte plus cher en valeur absolue : 0,3 milliard par an entre 2006 et 2008, 0,5 milliard entre 2008 et 2010, mais 1,1 milliard par an depuis 2010 (soit près de 100 millions par mois). Le président d'EDF vient d'annoncer un nouveau décalage de près de deux ans et un coût de deux milliards supplémentaires pour l'EPR de Flamanville (10,5 milliards d'€) en faisant le pari risqué que dans un an les essais imposés par l'Autorité de sûreté sur la solidité des cuves¹⁵ et le fonctionnement des soupapes du réacteur mis en cause début 2015 lèveront toute hypothèque sur la sûreté du réacteur. EDF ne donne plus de prévision du coût du kWh.

Figure 5
Évolution des prévisions du coût d'investissement de l'EPR de Flamanville.



Le chantier du réacteur d'Olkiluoto en Finlande, a connu les mêmes déboires, tant du point de vue de l'allongement du temps de construction que de l'augmentation des coûts. Ce réacteur ne serait opérationnel qu'en 2018. Le chantier des deux réacteurs de Taishan s'est déroulé plus correctement et a presque atteint la phase de chargement du combustible mais les interrogations sur la qualité de la cuve des réacteurs¹⁶ risquent de retarder le démarrage.

Le marché d'Hinkley Point

EDF et le gouvernement britannique ont signé un accord pour la construction de deux réacteurs nucléaires sur le site de Hinkley Point (Somerset), basé sur un « prix garanti » de vente du kWh par EDF. Ce prix, en octobre 2014, était de 92,5 livres sterling par MWh, soit 126 € ou 142 \$ le MWh, soit plus de deux fois supérieur à celui du nucléaire amorti en France.

C'est actuellement la seule donnée officielle que l'on possède sur le coût du kWh produit par un EPR. La Commission européenne a donné son feu vert à cet accord en octobre dernier, estimant que le prix garanti de l'électricité ne constituait pas une aide d'Etat. Ce qui n'a pas empêché en juillet dernier le gouvernement de l'Autriche, pays très opposé au nucléaire, et dix fournisseurs d'énergie de porter plainte contre cette décision. Les prix du MWh suscitent également des remous en Angleterre. Le 9 septembre 2015, le Financial Times a publié un éditorial appelant le gouvernement britannique à reconsidérer le projet.

2.3 LE COUT D'UN ACCIDENT NUCLÉAIRE

D'après le rapport de la Cour des comptes, les estimations de l'IRSN¹⁷ donnent un coût moyen compris entre 70 Md€ pour un accident modéré sur un réacteur comme celui qui s'est produit à Three Mile Island en 1979, et 600 Md€ à 1 000 Md€ pour un accident très grave comme ceux de Tchernobyl ou de Fukushima ».¹⁸

En 2007, un rapport de l'IRSN¹⁹ écrivait en conclusion de l'annexe 4 : « Ainsi, dans le cas de l'accident majorant S1, les conditions météorologiques décident en grande partie du sort de millions de personnes et de l'avenir du pays. Prenant en compte les autres facteurs de variabilité, le coût de l'accident majorant peut descendre à 300 milliards d'euros mais peut aussi atteindre 5800 milliards d'euros »²⁰. On voit que les emplacements choisis pour implanter des installations nucléaires, mais aussi la chance ou le hasard, jouent un rôle important sur les conséquences d'un accident nucléaire.

Dans un rapport récent²¹, l'IRSN présente sa méthode de calcul de façon très détaillée et conclut, pour un accident sur un réacteur électro-nucléaire français, à un coût global de l'accident et de ses conséquences de 130 milliards d'euros pour un accident grave (type Three Mile Island) et 450 milliards d'euros pour un accident majeur.

3. LA COUT DES SOLUTIONS ALTERNATIVES

3.1 LE COUT DU SERVICE ENERGETIQUE :

LES ACTIONS SUR LA DEMANDE

L'approche de plus en plus utilisée pour l'élaboration des politiques énergétiques consiste à concevoir le système énergétique comme englobant non seulement le secteur énergétique (l'offre) mais également la consommation d'énergie (la demande) et à assurer son développement de façon à assurer les services énergétiques dans les conditions optimales en termes de ressources, de coûts économiques et sociaux et de protection de l'environnement local comme global. S'y superpose la nécessaire solidarité entre pays riches et pauvres : une communauté de convergences énergétiques vers la sobriété et la durabilité est à rechercher au niveau planétaire.

Un point majeur tout d'abord et systématiquement négligé, voire délibérément masqué : le fait que les économies d'électricité engendrent des économies majeures, à la fois pour les usagers, en particulier les plus pauvres, et aussi pour la collectivité. Ce point était apparu très clairement dans l'étude réalisée en 2000 pour le gouvernement français²² et mérite d'être très fortement souligné. Les coûts globaux des scénarios économiques en électricité étaient systématiquement inférieurs de 10 à 20 % à ceux des scénarios plus dispendieux en électricité, quel que soit le système de production électrique retenu.

Donnons-en quelques exemples en comparant les coûts de mise à disposition d'électricité aux usagers à ceux de mesures d'économie d'électricité. Si l'on remplace un chauffage par une résistance électrique dans un appartement consommant 10000 kWh d'électricité par une pompe à chaleur de coefficient de performance 3, on économisera 6600 kWh par an pendant les vingt ans de sa durée de vie. L'économie actualisée (avec un taux d'actualisation de 8 %) sera de 70000 kWh pour un investissement de 5000 euros, soit 7 centimes d'euros d'investissement par kWh. Autre exemple, le froid alimentaire où un surcoût d'investissement de 100 euros permet d'accéder à la catégorie A++ des réfrigérateurs (les plus économes) et d'économiser au moins 250 kWh²³ par an pendant vingt ans avec un coût de l'ordre de 4 centimes d'euros par kWh.

De même pour les ampoules basse consommation : une ampoule économe de 20 Watts, qui permet d'économiser 80 Watts pendant 1000 heures par an et une durée de vie de 10 ans produit une économie actualisée d'électricité de 580 kWh pour un surinvestissement de 5 à 6 euros environ soit 1 centime d'euro d'investissement par kWh évité. En plus, dans ce cas, le bilan est encore plus favorable car il aurait fallu changer

5 à 7 fois l'ampoule à incandescence dont la durée de vie n'excède pas 1500 à 2000 heures.

Dans les trois exemples précédents, les coûts d'économie d'électricité, respectivement 7, 4 et 1 ct€/kWh, sont toujours nettement inférieurs aux coûts de production, de transport et de distribution d'électricité qui se situent autour de 10 ct€ (hors taxes) en France aujourd'hui pour les particuliers.

3.2 AUX ÉTATS-UNIS

A l'été 2014, la banque d'investissement Lazard (New-York) a publié une étude sur le coût actuel de la production d'électricité photovoltaïque (PV) aux Etats-Unis, par comparaison aux productions par les moyens classiques : tableau ci-dessous.

Les meilleures centrales photovoltaïques de grande taille peuvent produire de l'électricité au coût de 60 US\$ le MWh. La valeur moyenne pour ces grandes installations est actuellement de 72 US\$ le MWh et la valeur maximale de 86 US\$. En comparaison, les centrales à charbon produisent à un coût situé entre 66 US\$ et 151 US\$ le MWh, le nucléaire se situant à 124 US\$ le MWh.

Les petites installations photovoltaïques sur les toits des maisons produisent encore à 126-265 US\$ le MWh, mais peuvent ne pas recourir au réseau de transport et distribution²⁴. La production des éoliennes terrestre se situe à 37-81 US\$ le MWh. L'inconvénient de la variabilité des productions photovoltaïque et éolien peut être annulé par l'utilisation de batteries pour le stockage, mais cette solution reste jusqu'ici onéreuse.

Dans un contrat passé aux Etats-Unis en juillet 2015, pour une période de fourniture d'électricité d'origine photovoltaïque, le kWh sera acheté à 3,87 UScent le kWh (38,7 US\$ le MWh). L'installation qui produit cette électricité est situé dans le Nevada et sa puissance électrique est de 100 MW.

Tableau 4
Coût actuel de production de l'électricité (LCOE²⁵)
par source aux Etats-Unis (banque Lazard)

Plant Type	US\$/MWh		€/MWh*	
	Low	High	Low	High
Solar PV-Rooftop Residential	180	265	159	235
Solar PV-Rooftop C&I	126	177	112	157
Solar PV-Crystalline Utility Scale	72	86	64	76
Solar PV-Thin Film Utility Scale	72	86	64	76
Solar Thermal with Storage	118	130	104	115
Fuel Cell	115	176	102	156
Microturbine	102	135	90	119
Geothermal	89	142	79	126
Biomass Direct	87	116	77	103
Wind	37	81	33	72
Energy Efficiency	0	50	0	44
Battery Storage	265	324	235	287
Diesel Generator	297	332	263	294
Gas Peaking	179	230	158	204
IGCC	102	171	90	151
Nuclear	92	132	81	117
Coal	66	151	58	134
Gas Combined Cycle	61	87	54	77

* Taux de change : 1€ = 1,13 US\$

Ce qui est remarquable dans ce tableau, et très inhabituel, est l'introduction de l'efficacité énergétique parmi les filières de production d'électricité, ce que nous avons précisément exposé en 2.1. On constate effectivement que, dans le cas des Etats-Unis, les investissements dans l'efficacité énergétique (économies sur les consommations d'électricité) constituent le moyen le moins onéreux par comparaison aux filières de production, avec un coût partant de 0 (économies de comportement ou sobriété) jusqu'aux économies nécessitant un investissement (en appareils et équipements plus efficaces). La réduction de la consommation d'électricité coûte moins cher que l'investissement nécessaire à sa production.

En ce qui concerne les filières de production d'électricité, on constate que le kWh produit par des centrales éoliennes terrestres ou solaires photovoltaïques coûte nettement moins cher que celui produit par une nouvelle centrale nucléaire. Parmi les filières « classiques », seul le kWh produit par des centrales à gaz à cycle combiné est, dans l'hypothèse basse, moins cher que le photovoltaïque (mais plus cher que l'éolien).

On note cependant que le coût de production du kWh d'origine hydraulique ne figure pas dans cette comparaison.

3.3 PRODUCTION D'ORIGINE RENOUVELABLE EN ALLEMAGNE

En novembre 2013, l'Institut Fraunhofer en Allemagne a évalué le coût de production pour de nouvelles installations productrices d'électricité en Allemagne²⁶. Les systèmes photovoltaïques ont produit un MWh à un coût compris entre 78 et 142 Euros, selon qu'il s'agit de centrales au sol ou de petites installations de toiture et avec un taux moyen d'ensoleillement de 1000 à 2000 kWh/m² en Allemagne. La production d'origine éolienne se situe à 45-107 €/MWh pour les installations terrestres et 119-194 \$/MWh pour les installations en mer.

Tableau 5 – Coûts de production comparés en Allemagne

Type de centrale	Coût en 2013 en €/MWh
Lignite	38-53
Charbon	63-80
Gaz à cycle combiné et cogénération	75-98
Eolien terrestre (onshore)	45-107
Eolien en mer (offshore)	119-194
Photovoltaïque	78-142
Biogaz	135-250

3.4 EXEMPLES DE QUELQUES VALEURS POUR LA PRODUCTION D'ORIGINE RENOUVELABLE

- Eolien au Portugal :
 - Facteur de capacité²⁷ de 27 %²⁸ : 75 Euros par MWh.
 - Facteur de capacité de 34 % (3000 heures/an), 60-65 Euros par MWh.
- Eolien en Afrique du Sud :
 - Facteur de capacité de 34 % : 55 Euros par MWh.
- Photovoltaïque au Portugal :
 - Centrale au sol, facteur de capacité de 23 %²⁹ : 75-80 Euros par MWh
- Photovoltaïque au Brésil :
 - L'Agence nationale de l'énergie électrique (ANEEL) a sélectionné les lauréats de son dernier appel d'offres, le troisième pour le solaire photovoltaïque : les 30 projets choisis affichent une puissance globale de 833,8 MW et un prix moyen de 75 €/MWh (tarif d'achat garanti sur 20 ans).

Rappelons que la centrale éolienne d'Icarazinho (État de Ceara) au Brésil, jouit d'un facteur de capacité de 50 % (4500 heures en équivalent pleine puissance).

3.5 INVESTISSEMENTS COMPARES POUR LA PRODUCTION D'ELECTRICITE EN NUCLEAIRE ET ENERGIES RENOUVELABLES DANS LE MONDE³⁰

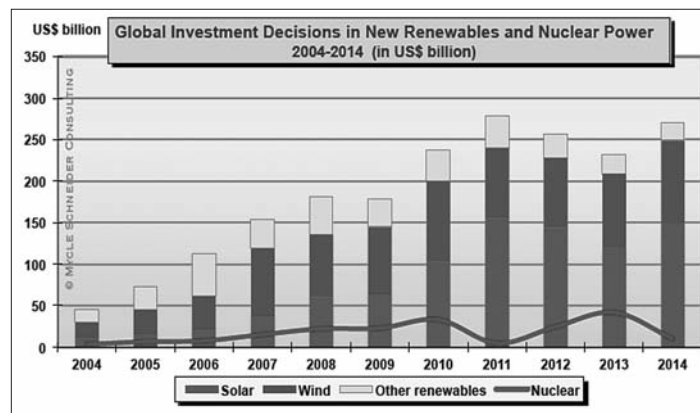
D'après les données publiées par Bloomberg New Energy Finance (BNEF) et le Programme des Nations Unies pour l'Environnement (PNUÉ), l'investissement global dans la production d'électricité d'origine renouvelable – à l'exclusion de la grande hydraulique – s'est élevé à 270 milliards de US\$ en 2014, soit un accroissement de 17 % par rapport à l'année précédente (231 milliards en 2013), proche du record de 278 milliards en 2004 et quatre fois le niveau de 2004 (45 milliards). Environ un tiers de ces investissements (73,5 milliards) a été consacré aux petites installations, d'une puissance inférieure à 1 MW, principalement les installations photovoltaïques de toiture. Le taux de croissance des puissances installées est supérieur à celui des investissements du fait de la baisse des coûts unitaires (US\$ par MW installé).

La figure 6 présente l'évolution de ces investissements depuis 2004 et les compare aux décisions annuelles d'investissement pour la construction de nouvelles centrales nucléaires.

L'année 2014 a connu une baisse très nette de ces derniers : en effet, seules trois constructions ont démarré en 2014³¹⁷, contre 10 en 2013 et 15 en 2010. En absence de données publiques et fiables sur les investissements nucléaires par année, le total de l'investissement prévu a été attribué à l'année de début de construction, plutôt que d'étaler l'investissement sur l'ensemble des années de construction. D'autre part, l'investissement dans le nucléaire ne prend pas en compte la révision des coûts, notamment du fait des retards par rapport au calendrier prévu.

Malgré ces incertitudes, il est clair que les investissements nucléaires sur cette période sont d'un ordre de grandeur inférieur à ceux consacrés à la production d'origine renouvelable.

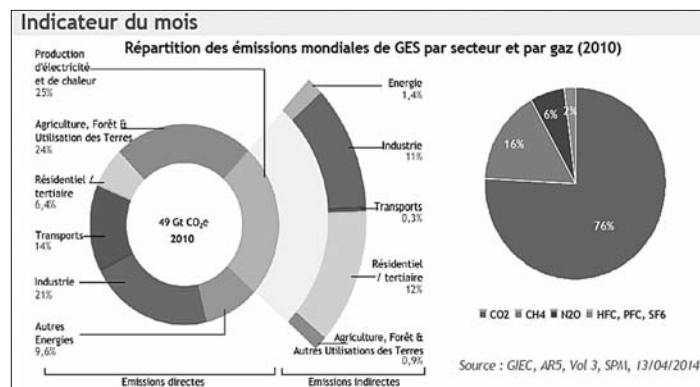
Figure 6
Les décisions d'investissement dans la production d'électricité par les nouvelles renouvelables et le nucléaire sur la période 2004-2014 en milliards de US\$.



4. NUCLEAIRE ET CLIMAT

4.1 LES EMISSIONS DE GAZ A EFFET DE SERRE

Figure 7
Les émissions mondiales de gaz à effet de serre en 2010



En 2010³², les émissions mondiales totales de GES ont été de 49 milliards de tonne équivalent CO₂ (49 Gt CO₂eq)³³, dont 76 % de CO₂ (37,2 Gt³⁴), 16 % de CH₄ (méthane), 6 % de N₂O (protoxyde d'azote) et 2 % de divers autres gaz.

Le graphique montre également la répartition de ces émissions totales par secteurs d'activité.

Le secteur de la production de chaleur et d'électricité représente 25 % des émissions totales, soit 12,25 Gt, et celles-ci sont réparties à leur tour entre les différents secteurs d'activités.

Dans ce graphique, les émissions attribuées à chaque secteur final (industrie, transports, résidentiel et tertiaire, agriculture et autres) dans le secteur relatif à la production d'électricité et de chaleur sont des émissions indirectes correspondant aux émissions de la production de l'électricité et de la chaleur qu'ils consomment.

4.2 LA CONTRIBUTION DES DIFFERENTES FILIERES DE PRODUCTION D'ELECTRICITE ET DE CHALEUR AUX EMISSIONS DE GES POUR L'ANNEE 2013.

Le tableau suivant indique les émissions de gaz à effet de serre (GES) pour l'année 2013. Ces valeurs sont obtenues en multipliant les valeurs des productions d'électricité (la chaleur étant un sous-produit) par les émissions par kWh.

On constate bien la différence très importante du niveau des émissions par unité de production d'électricité entre les sources fossiles et les sources non fossiles. Mais cette différence est également importante entre les trois sources fossiles elles-mêmes : les émissions à partir de la source gaz naturel sont la moitié de celles de la source charbon.

Tableau 6
Émissions de GES de la production d'électricité et de chaleur en 2013

2013	Unité	Charbons	Gaz naturel	Pétrole	Nucléaire	Hyd.	Eol.	Sol.	Géo.	Bio.	Total
Production Electricité	TWh	9548	5010	1050	2477	3897	623	133	73	462	23 288
Emissions GES/kWh	G*	1000	500	850	60	15	4	40	40	150	
Emissions GES 1**	Gt CO2eq	9,55	2,51	0,89	0,15	0,06	0	0,01	0	0,07	13,24
Part dans GES1	%	72,1	19	6,7	1,1	0,5	0	0,1	0	0,5	100
Part dans total GES***	%	19,1	5	1,8	0,3	0,1	0	0	0	0,1	26,5

* G : Gramme.

** GES 1 : émissions de la production d'électricité et de chaleur.

*** Total des émissions de GES pris à 50 Gt en 2013 (hypothèse probablement basse).

Les émissions totales ainsi calculées sont de 13,24 milliards de tonnes (Gt). Cette valeur est bien en ligne avec les 12,25 Gt pour l'année 2010 (à elles seules, les émissions de CO₂ de ce secteur ont augmenté de 0,9 Gt entre 2010 et 2013).

Le total des émissions mondiales de GES qui valaient 49 Gt CO₂ eq en 2010 sont prises égales à 50 Gt pour l'année 2013.

4.3 EVALUATION DES EMISSIONS EVITEES DE GES PAR LES PRODUCTIONS D'ELECTRICITE ET DE CHALEUR PAR LES SOURCES NUCLEAIRE OU RENOUVELABLES

Afin d'évaluer les émissions de GES évitées par la production d'électricité et de chaleur³⁵ d'origine nucléaire ou de l'ensemble des sources renouvelables, on calcule quelles seraient les émissions pour deux parcs électriques virtuels produisant la même quantité d'électricité mais composés uniquement de centrales « thermiques fossiles + renouvelables » dans un cas ou « thermiques fossiles + nucléaire » dans l'autre cas.

Les émissions évitées pour chacune des sources non fossiles sont alors égales à la différence entre les émissions de chaque parc virtuel résultant de ce calcul et les émissions réelles présentées dans le tableau ci-dessus.

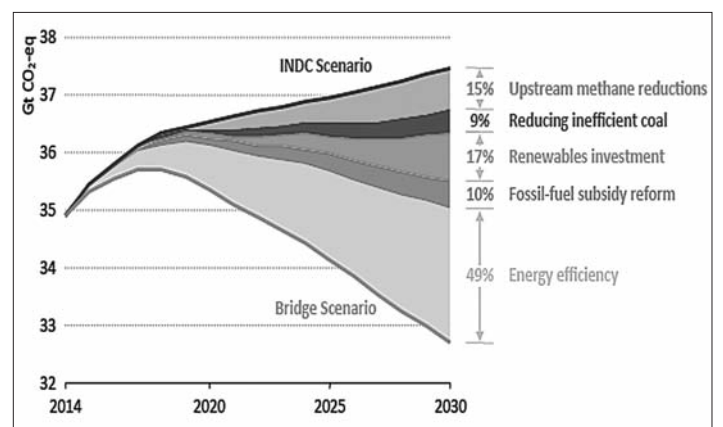
En 2013, les émissions évitées de GES par la production d'origine renouvelables représentent 21,4 % des émissions du secteur de la production d'électricité et de chaleur (GS1) et 6,7 % du total des émissions mondiales de GES (GS2) et les émissions évitées par la production d'origine nucléaire représentent respectivement 9,6 % de GS1 et 2,7 % de GS2.

On peut enfin ajouter que des économies sur la consommation d'électricité par la sobriété et l'efficacité auraient un effet en termes d'émissions évitées directement proportionnel – pour un parc de production donné – à la réduction de la consommation d'électricité qui en résulterait.

4.4 AIE : LES MOYENS DE LA REDUCTION DES ÉMISSIONS DE GES

En juillet 2015, l'Agence Internationale de l'Énergie (AIE) a publié un rapport sur les politiques mesures à appliquer dans la lutte contre les changements climatiques si l'on veut atteindre les objectifs de réduction fixés par le GIEC, en supplément de celles qui font partie des contributions nationales présentées dans le cadre de la préparation de la conférence COP 21 qui doit se tenir à Paris en décembre 2015.

Figure 8
Politiques et mesures de réduction des émissions de GES par rapport aux prévisions des pays pour la COP 21 (AIE 2015)



INDC : Intended Nationally Determined Contributions (Contributions nationale annoncées pour la COP 21).

Par ordre d'importance :

1. Efficacité énergétique dans tous les secteurs (49 %).
2. Énergies renouvelables : investissements dans les énergies renouvelables (17 %).
3. Réduction des émissions de méthane sur l'exploitation gaz et pétrole (15 %).
4. Énergies fossiles : suppression des subventions et retrait des centrales à charbon à bas rendement (9 %).

On constate que le nucléaire ne fait pas partie de ces priorités.

1. L'Allemagne et le Japon, par obligation, ne développeront que des programmes civils ; le Canada et la Suède également, mais par décision volontaire de ne pas développer le nucléaire militaire.

2. « World Nuclear Industry Status Report 2015 », Mycle Schneider, Antony Froggatt et al.

3. La part de l'électricité dans la consommation finale d'énergie étant de 18 % et la part du nucléaire dans la production d'électricité étant de 10,8 %, il en résulte que la contribution du nucléaire à la consommation énergétique finale mondiale est de 2,1 %.

4. L'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA) compte 43 réacteurs « en opération » au Japon mais leur redémarrage éventuel est en question (un a démarré à ce jour en septembre 2015).

5. Pas d'information sur les chantiers des Emirats Arabes Unis.

6. 19 centrales équipées de 58 réacteurs à uranium enrichi et eau sous pression (REP ou PWR) d'une puissance électrique de 900 à 1450 MW. La puissance totale nette du parc nucléaire est de 63,13 MW.

7. Cour des comptes : « Le coût de production de l'électricité nucléaire – Actualisation 2014 », mai 2014. Ce rapport est l'actualisation du « Rapport public thématique : Les coûts de la filière électronucléaire ». La Documentation française, janvier 2012. Ces rapports sont disponibles sur www.ccomptes.fr.

8. Frais d'exploitation annuels comprenant les frais d'opération, de maintenance et de combustibles.

9. Le coût serait supérieur d'environ 6 €/kWh si l'on prenait en compte les dépenses publiques de recherche et développement, estimées à 38 Md€.

10. Sénat : « Electricité : assumer les coûts et préparer la transition énergétique » - Commission d'enquête 2011-2012.

11. Arnulf Grübler, IIASA : « The Cost of the French Nuclear Scale-up: A Case of Negative Learning by Doing », Energy Policy 38 (2010), 5174-5188.

12. « L'échéance des 40 ans pour le parc nucléaire français », Yves Marignac (Wise-Paris), février 2014.

13. Notamment la « bunkerisation » d'éléments vitaux pour la sûreté des réacteurs, ainsi que des « piscines » des combustibles irradiés.

14. EPR : initialement projet de réacteur franco-allemand (Areva-Siemens), baptisé European Pressurized Reactor, transformé en Evolutionary Power Reactor à la suite du retrait de Siemens consécutif à la décision de l'Allemagne de renoncer au nucléaire.

15. Défauts (trop forte teneur en carbone) détectés sur le couvercle et le fond de cuve, fabriqués par Areva.

16. Même problème de qualité de la cuve qu'à Flamanville.

17. IRSN : Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire.

18. Les coûts de la filière électronucléaire, Rapport public thématique de la Cour des comptes, janvier 2012, p. 242, note de bas de page n°200.

19. http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_gp/Documents/Reacteurs/IRSN_Rapport-IRSN-DSR-157_GP-05072007.pdf

20. N'oublions pas que, pour l'accident majeur de Fukushima, si le vent avait soufflé vers le sud, il aurait fallu évacuer Tokyo (30 millions d'habitants).

21. Rapport IRSN / PRP-CRI / SESUC 2013-00261 « Méthodologie appliquée par l'IRSN pour l'estimation des coûts d'accidents nucléaires en France » (pdf).

22. Rapport au premier ministre : « Etude économique prospective de la filière nucléaire » - J-M Charpin, B. Dessus, R. Pellat – La Documentation française – septembre 2000.

23. Voir « Du gâchis à l'intelligence », Global Chance n°27, janvier 2010.

24. Ceci dans le cas d'un stockage de l'électricité par batteries, ce qui explique les coûts élevés.

25. LCOE : « leveled cost of electricity », coût actualisé du coût de production de l'électricité.

26. Cette comparaison ne comprend pas le nucléaire puisque les dernières constructions date de la fin des années 1980 et que l'Allemagne a décidé de ne pas en construire de nouvelles (et d'arrêter les actuelles progressivement jusqu'en 2022).

27. Facteur de capacité : rapport de la production annuelle d'électricité à la production annuelle qui serait obtenue avec un fonctionnement à pleine puissance permanent sur l'année (8760 heures). Ce facteur de capacité vaut environ 75 % pour le parc nucléaire français.

28. Soit 2300 heures par an en équivalent pleine puissance.

29. Soit 1800 heures en équivalent puissance crête.

30. « World Nuclear Industry Status Report 2015 », Mycle Schneider, Antony Froggatt et al.

31. Réacteurs Barakah 3 dans les Emirats Arabes Unis, Belarus 2 en Belarus et Carem en Argentine.

32. 2010 : année la plus récente pour les publications du GIEC.

33. Les tonnes équivalent CO2 (t CO2 eq) pour les gaz autres que le CO2 sont calculées en utilisant le Potentiel de réchauffement global (PRG) à 100 ans (par exemple, valeur 21 prise par le GIEC pour calculer cet équivalence pour le méthane). On notera que la valeur du PRG du méthane a augmenté nettement dans les derniers rapports du GIEC et qu'une valeur horizon plus proche que 100 ans augmenterait de façon très importante la valeur « équivalente » des émissions de méthane.

34. GT : gigatonne ou milliard de tonnes.

35. Il s'agit bien de la production de chaleur liée à la production d'électricité (cogénération).

LES PISCINES DE DESACTIVATION DES REACTEURS

Petite présentation

Monique Sené

PISCINE 1300

- La piscine de désactivation dispose de 630 cases.

Les paniers sont en matériau à forte absorption de neutrons (Boral) ce qui a permis de doubler la capacité de stockage par rapport aux autres paliers. Le Boral a été utilisé aux USA ; il gonfle sous irradiation bloquant les assemblages (ceci ne gêne pas les USA qui ne retraitent pas et entreposent sur site). En France, le Boral est utilisé sur P4 et le gonflement semble se stabiliser sur tous ces sites sauf à Penly où il a fallu le changer pour du Cadminox, utilisé aussi sur N4. Cependant une surveillance est exercée sur les alvéoles pour vérifier leur gonflement.

Un cœur comporte 193 assemblages.

Une zone de râteliers correspondant à un cœur doit être laissée libre. Il reste actuellement 350 alvéoles libres, ce qui donne une marge d'une centaine de places.

Il y a de l'ordre de 35 alvéoles bloquantes. Il est envisagé d'utiliser ces alvéoles bloquantes pour les combustibles à problème qu'il n'est pas possible d'évacuer sur COGEMA-La Hague.

Les alvéoles vides sont les seules à être vérifiées systématiquement : la méthode de vérification et le relevé des alvéoles à problème ne sont pas faits de façon satisfaisante. Ce fait a été souligné par les inspecteurs de la DSNR.

Extrait du rapport n° 2004-EDFGOL-O007 du 1er juillet 2004

« Synthèse de l'inspection »

Les inspecteurs ont d'abord examiné les contrôles entrepris sur les râteliers de stockage du combustible en piscine BK vis-à-vis du phénomène de cloquage et sur les assemblages combustibles vis-à-vis de la déformation sous irradiation. Ils ont ensuite examiné l'organisation mise en place pour le suivi des crédits A (crédit neutronique de sous-épaulement local du combustible) et K (jeu pastille-gaine à froid), et ont enfin

analysé les résultats de la dernière campagne d'essais physiques menés lors du redémarrage du réacteur 1 en mars dernier.

Pour ce qui est des essais physiques, cette inspection a laissé une impression globalement positive aux inspecteurs, notamment pour ce qui est de la prise en compte des prescriptions nationales dans la rédaction des gammes opératoires et de la qualité du renseignement de ces gammes. Par contre, cette inspection a révélé que la qualité des contrôles sur les assemblages et les râteliers pouvait être améliorée en ce qui concerne l'étalonnage des matériels de mesure utilisés, la prise en compte de l'incertitude associée aux mesures et la formalisation de la vérification des critères lors du dépouillement de ces mesures.

A. Demande d'actions correctives

A.1 Contrôle des râteliers de stockage des assemblages combustibles en piscine BK

Les inspecteurs ont vérifié que les alvéoles en boral des râteliers de stockage du combustible de la piscine BK faisaient l'objet d'une vérification périodique de leur état vis-à-vis du gonflement. La note nationale D4002-43.1.2 CHB/MP sur laquelle vous vous basez pour mettre en oeuvre ces contrôles prescrit notamment que le contrôle des alvéoles occupées par un assemblage se fasse par soulèvement de cet assemblage et que la condamnation administrative de l'alvéole est décidée si une variation de charge de plus de 80 daN est observée lors du soulèvement. Aucune formalisation de la vérification du critère de 80 daN n'a pu être présentée aux inspecteurs.

(...)

Les inspecteurs ont également relevé que conformément aux prescriptions nationales, le contrôle des alvéoles vides était réalisé à l'aide d'un gabarit caractérisé. La gamme support à cette intervention demande à l'opérateur de préciser les coordonnées des alvéoles bloquantes, mais

aucun élément n'atteste de l'exhaustivité de ce contrôle sur l'ensemble des alvéoles du râtelier.

Je vous demande de mettre en oeuvre pour la prochaine campagne de contrôle des râteliers de stockage de Golfech, un contrôle des alvéoles vides attestant que l'ensemble des alvéoles ont été inspectées. »

- Phase d'évacuation du combustible usagé.

En fonction du lot d'assemblages à évacuer et de leurs caractéristiques (taux de combustion, fuyard ou non, assemblages incomplets, etc.) COGEMA définit le type de château de transport, les caractéristiques des paniers internes et le plan de chargement. En effet, chaque ensemble a son dossier d'agrément pour le risque de criticité.

Or, sur le site EDF, il n'est pas aisé de vérifier si les caractéristiques des éléments de transport, comportant de nombreux modèles, sont ceux adaptés au transport programmé.

Pour le moment, seule l'assurance-qualité est garante de la bonne adéquation du contenant et du conteneur. Des techniques de contrôle des références gravées sur les diverses parties de ces équipements devraient permettre aux responsables du site de se mettre à l'abri d'une erreur toujours possible du transporteur.

Un système de marquage sur les assemblages, permettant une lecture à distance même dans l'état où ils sont en fin d'exercice permettrait également de se mettre à l'abri d'erreurs toujours possibles.

3 - Problèmes de radioprotection du personnel.

En tout état de causes, la présence d'une balise neutron est indispensable lors des phases de manutention du combustible donnant une indication de l'ambiance neutron dans la zone de présence du personnel. De plus, dans tous les réacteurs, un signal d'alarme est impératif pour le cas hypothétique d'un incident.

Un gros effort doit être fait pour avoir des appareils de mesure de neutrons plus fiables

Réponse CNPE

Différentes méthodes sont utilisées pour comptabiliser l'exposition aux neutrons :

- *mesure par dosimètres individuels à bulles, de type BD 100 R PND pour les neutrons rapides et intermédiaires et BDT pour les neutrons thermiques et épithermiques. Il existe un guide national pour l'utilisation des dosimètres à bulles.*

- *mesure avec un "Cramal" ou un "Dineutron", qui sont des appareils permettant de mesurer un débit de dose mais également une dose intégrée pour le Dineutron. Ces appareils permettent de mesurer une dosimétrie neutron pour un poste de travail donné. Estimation prévisionnelle à partir des cartographies de correspondance dosimétrie gamma/dosimétrie neutron réalisée dans le bâtiment réacteur pour les différents locaux et à différentes puissances.*

Suivant le type d'intervention, la méthode utilisée est choisie pour comptabiliser au mieux la dosimétrie intégrée. Pour les trois types d'intervention concernée par cette exposition, les méthodes employées à Golfech sont les suivantes :

- *évacuation combustible: chaque intervenant est équipé de dosimètres à bulles de type BR 100 R PND pour la durée de la campagne.*

- *Intervention dans le bâtiment réacteur: un prévisionnel est réalisé en fonction des cartographies de correspondance gamma/neutron, des cartographies gamma et des temps d'intervention. Une mesure de chantier est de plus réalisée lors de l'intervention avec un Dineutron.*

- *Intervention sur des sources neutron: dans ce cas, les intervenants portent les deux types de dosimètres à bulles pour couvrir tout le spectre énergétique.*

Quant aux nouveaux détecteurs, ils sont toujours en test.

PISCINE 900 FESSENHEIM 1

10 - Modalités d'entreposage des assemblages de combustibles neufs et usés

• Description des lieux de stockage du combustible neuf

Stockage sous eau

-Conception initiale : Les piscines BK sont équipées de 312 alvéoles (ou râteliers) de stockage d'éléments combustibles UO_2 à 3.7 % en U_{235}

Le k_{eff} doit être inférieur à 0.95 en fonctionnement normal: cette valeur est maintenue par un espacement entre les alvéoles, et le maintien de la concentration en bore (ou Cb) de l'eau PTR de la piscine du BK (Bâtiment Combustible).

-Occupation globale des 312 alvéoles :

- 52 assemblages irradiés issus de la dernière campagne,

- 25 réserves de gestion

- 157 alvéoles vides dites réserve de sûreté

- 78 alvéoles vides ou cas particuliers (déchets activés)

-Surveillance :

- Prélèvement périodique de l'eau borée de la piscine BK: Cb entre [2000 ppm et 2515 ppm]

- Suivi continu par les balises g KRT

• Évolution de la conception pour CYCLADES

Stockage « à sec » de combustible neuf

-Conception initiale : Espacement entre les alvéoles.

-Occupation globale des 58 alvéoles : entre 0 et 4 alvéoles pour raisons économiques ou d'exploitation doivent être laissées libres.

Évolution de la conception pour Cyclades: Impact de la nouvelle gestion CYCLADES :

-Conception : Études du risque de criticité de l'entreposage sous eau et « à sec » du combustible neuf enrichi à 4,2 % (1998-2000), on arrive à $k_{eff} > 1$ dans la configuration suivante :

Dans les locaux de stockage « à sec »: les conditions accidentelles retenues sont les suivantes =>brouillard d'eau à 0.05 g/cm³ et béton contenant moins de 7 % d'eau et du fait de l'impact sur les hypothèses d'accidents de dilution, ceci entraîne de maintenir une concentration bore: Cb PTR entre [2385 ppm; 2575 ppm]

-Nécessité de prescriptions :

-Conception du local: condamnation physique de 4 alvéoles de stockage sec.

Exploitation :

A- Occupation globale des 312 alvéoles

- 52 assemblages irradiés issus de la dernière campagne.

- 52 assemblages irradiés issus de l'avant-dernière campagne, ou 52 assemblages neufs pour la future campagne.

- 25 alvéoles sont pour réserve de gestion.

- 157 alvéoles vides: réserve de sûreté.

- 26 alvéoles vides ou cas particulier (un assemblage fuyard par exemple).

B- Besoin de marge complémentaire :

-Conception de la piscine BK: mise en place de 70 alvéoles de stockage de déchets activés.

C- Surveillance :

- Taux d'occupation des piscines BK

• Retour d'expérience « Tokai Mura » (1999) : Revue de référentiel « criticité » :

A-Études du risque de criticité en fonctionnement et incidentel/accidentel (2000-2003) :

- pour les phases de rechargement et déchargement, pour les phases de réception et d'évacuation du combustible, pour les phases de restauration du combustible :

- $k_{eff} > 1$ (zone de criticité où il ne faut pas se trouver) ce qui arriverait dans la configuration accidentelle de catégorie IV hautement improbable suivante: Chute d'un assemblage combustible ayant entraîné une dispersion de pastilles de combustible, puis regroupement de 430 kg de pastilles (soit 83 % de l'assemblage) sous eau borée à 2000 ppm,

donc

- nécessité de prescriptions: **interdiction de récupérer**, lors de la gestion de l'accident, les pastilles combustibles en cas de perte d'intégrité de la gaine.

B- Prescriptions de conception :

- dans le local de stockage du combustible neuf: **Absence de conduite d'eau ;**

- Autres prescriptions d'exploitation: pour les phases de réception ;

- Vérification de l'enrichissement du combustible ;

- Retrait des housses de vinyle protectrice ;

- Interdiction de stocker de la matière inflammable dans le local de stockage « à sec ».

-Formation des intervenants dans le domaine de la criticité neutronique

• Règles d'exploitation actuelle

-Prescriptions d'exploitation :

Règles Particulières de Conduites pour les 5 activités :

-Déchargement et rechargement (suivi CNS et Cb, contrôle de la position de l'assemblage) ;

-Réception (Contrôle numéro d'assemblage, contrôle de la position de l'assemblage) ;

-Évacuation (Contrôle numéro et irradiation de l'assemblage, contrôle de la position de l'assemblage) ;

-Activités en Bâtiment Combustible (compteur d'eau SED pour toute activité de rinçage d'outils, contrôle de la position de l'assemblage).

• Règles organisationnelles lors du renouvellement du combustible

-Retour d'expérience de Cattenom/Golfech/Gravelines (2003-2004) ayant conduit à mettre en œuvre des pratiques de fiabilisation :

-Briefing et Pré-Job-Briefing,

-Contrôle croisé par des moyens indépendants (sur le numéro d'assemblage, sur la position de l'assemblage) en BR comme en BK

• Gestion des évolutions : exemple de la mise en place de râteliers d'entreposage de déchets activés

-Besoin de sûreté : garantir la disponibilité de 157 alvéoles en BK

Modification : mise en place de 70 alvéoles d'entreposage de déchets activés (crayons de grappes, doigts de gants RIC)

-Réexamen des études de criticité

Ces 70 alvéoles ont un pas de 220 mm environ (400 environ pour les râteliers de stockage sous eau)

-Nécessité de prescriptions :

Règles organisationnelles : à la préparation (vérification des documents), lors de la réalisation (contrôle, mode défini d'utilisation du pont lors des manutentions)

Moyens matériels : aire de circulation limitée du pont dans son mode normal

900 FESSENHEIM 2 et BLAYAIS 1

1 - Combustible neuf.

Deux phases de manutention.

• à l'arrivée, vers l'aire de stockage à sec puis

• mouvements pour le chargement en réacteur (transit par la piscine où sont entreposés les combustibles usés)

1.1- Réévaluation des risques de criticité dans la perspective du combustible "cyclade"

Le dispositif de stockage à sec du combustible neuf avait été conçu et optimisé pour du combustible enrichi à 3,5 % U5. Lors de l'évaluation préalable à l'adoption du combustible "cyclade" (18 mois, 45000 MW.jours/tonne) enrichi à 4,2 % les calculs ont montré que, dans les conditions d'optimum de modération, air humide à 0,02 %, le $(K_{eff} + 3\sigma) = 1,019$. La valeur estimée pour un taux d'humidité de 1 est légèrement inférieure.

D'où la condamnation d'une alvéole sur deux dans la zone critique, permettant d'abaisser la valeur de $K_{eff} + 3\sigma$ à 0,9558 (sous critique) pour les mêmes conditions d'optimum.

Cette modification a été réalisée à Fessenheim pour le chargement du réacteur 2 en combustible cyclade.

Dans l'éventualité du passage à un combustible plus enrichi pour permettre des campagnes de 24 mois ou bien avec un cyclade à plus haut taux de combustion (52000 MW.jours/tonne, démonstration faite mais en attente d'autorisations), la structure du stockage sera réévaluée.

Lors du transit par la piscine en vue du chargement du réacteur, le combustible neuf est sous eau. Même dans l'hypothèse d'une eau pure, sans bore, le $(K_{eff} + 3\sigma)$ est inférieur à 1.

1.2 - Réévaluation REX (retour d'expérience) de TOKAI MURAI

La situation la plus pénalisante est la chute d'un assemblage lors de la manutention à sec, avec cassure de gaines et éparpillement au sol des pastilles d'oxyde d'uranium.

Dans cette situation, les agents effectuant cette opération se trouvent face à des pastilles peu irradiantes et qui peuvent être manipulées à la

main avec des gants coton ou vinyle. La tentation risque d'être grande de ramasser ces pastilles et de les regrouper dans un récipient.

Or un amas de pastilles d'oxyde d'uranium enrichi à 5 %, de 30 cm de diamètre sur 4 cm de haut, en présence d'eau est critique. Cette quantité correspond à environ 30 kg d'oxyde d'uranium, soit le contenu de 14 crayons (un assemblage comporte 289 crayons).

Il est impératif que des procédures soient mises en place pour organiser le ramassage des pastilles dans l'éventualité d'un tel incident. De plus la suggestion du SEPTEN de prévoir un matériel ad hoc - qui pourrait être un simple seau dont le fond grillagé éliminerait la présence volumique d'eau - nous semble d'une rusticité efficace.

Les évaluations effectuées dans l'hypothèse de la chute d'un assemblage neuf dans la piscine, sans rupture de l'intégrité géométrique des autres assemblages, ne donnent pas de situations critiques quelle que soit la position après la chute. L'eau de la piscine est empoisonnée au point de vue neutronique par du bore au taux de 2000 ppm.

2 - Combustible usagé

2.1 - La piscine de désactivation dispose de râteliers au pas de 410 mm, permettant d'entreposer au maximum 312 assemblages. La valeur du $(K_{eff} + 3\sigma)$ a été calculée pour de l'oxyde d'uranium enrichi à 5 % plongé dans de l'eau pure (sans bore). La valeur de 0,9402 donne une marge suffisante.

De plus une zone de râteliers correspondant à un cœur doit être laissée libre.

Dans l'hypothèse où la gestion du retraitement par la COGEMA nécessiterait de maintenir dans la piscine du site une plus grande quantité de combustible et pour des durées beaucoup plus longues, il serait possible de remplacer les paniers en acier par des paniers en matériau à forte absorption de neutrons (Boral ou Cadminox) permettant en diminuant le pas, de doubler la capacité de stockage. Le Boral a été utilisé aux USA, mais il gonfle sous irradiation bloquant les assemblages (ceci ne gêne pas les USA qui ne retraitent pas et entreposent sur site). En France, le Boral a été utilisé sur P'4 et le gonflement semble stabilisé sur tous ces sites sauf à Penly où il a fallu le changer pour du Cadminox, utilisé aussi sur N4.

2.2 - Phase d'évacuation du combustible usagé.

En fonction du lot d'assemblages à évacuer et de leurs caractéristiques (taux de combustion, fuyard ou non, assemblages incomplets, etc.) COGEMA définit le type de château de transport, les caractéristiques des paniers internes et le plan de chargement. En effet chaque ensemble a son dossier d'agrément pour le risque de criticité.

Or, sur le site EDF, il n'est pas aisé de vérifier si les caractéristiques des éléments de transport comportant de nombreux modèles sont ceux qui sont adaptés au transport programmé.

Pour le moment, seule l'assurance-qualité est garante de la bonne adéquation du contenant et du conteneur. Des techniques de contrôle des références gravées sur les diverses parties de ces équipements devraient permettre aux responsables du site de se mettre à l'abri d'une erreur toujours possible du transporteur.

De même, pour le combustible neuf, l'exploitant ne peut que faire foi aux déclarations du constructeur quant au taux d'enrichissement des pastilles et à la qualité des gaines des crayons.

Un système de marquage sur les assemblages, permettant une lecture à distance même dans l'état où ils sont en fin d'exercice, permettrait également de se mettre à l'abri d'erreurs toujours possibles.

3 - Problèmes de radioprotection du personnel.

En tout état de choses, la présence d'une balise neutron mise en place lors des phases de manutention du combustible, ce qui est déjà fait dans les installations qui utilisent du combustible MOX, permettrait d'avoir une indication de l'ambiance neutron dans la zone de présence du personnel et un signal d'alarme pour le cas hypothétique où un incident de criticité se déclencherait.

Il n'en reste pas moins qu'un gros effort doit être fait pour avoir des appareils de mesure de neutrons plus fiables

DIMENSION

• Leur fond est équipé sur 4,3 mètres de hauteur d'« étagères [ou râteliers] de rangement ». Ces dernières permettent d'entreposer les assemblages de combustible retiré du réacteur, tout en les disposant de manière

re à empêcher une situation de criticité via une réaction nucléaire en chaîne qui se produirait si les crayons (ou aiguilles) de combustible étaient stockés les uns contre les autres. Ils supportent une charge très importante (l'uranium est encore plus lourd que le plomb) et en cas de séisme important, s'ils ne sont pas amortis, « les mouvements des râteliers sont susceptibles d'endommager la paroi de la piscine, conduisant à une rupture d'étanchéité ». C'est pourquoi, ces râteliers sont équipés de « vérins antisismiques ayant pour fonction de permettre leur dilatation thermique lente et, en cas de séisme, de limiter les efforts sur les parois de la piscine » [27].

- Une épaisseur d'eau minimale de 2,4 m à 3 m [28] est nécessaire au-dessus du combustible pour absorber le rayonnement. Ces piscines ont au moins 12 m de profondeur pour un petit réacteur, plus de 20 m pour un gros réacteur (22,15 m par exemple pour la centrale nucléaire de Golfech, avec une hauteur de 21,15 m temporairement tolérée par les spécifications techniques, s'il n'y a pas de manutention de combustible en cours [29]) pour que l'on puisse accueillir et manipuler le combustible dans de bonnes conditions de sécurité.

- La qualité de l'eau est étroitement contrôlée pour éviter que le combustible ou sa gaine ne se dégradent sous l'effet de la corrosion (qui peut être accélérée en présence de biofilms bactériens constitués de bactéries résistantes à la radioactivité) ou d'oxygène dégagé par l'hydrolyse.

- Toutes ces piscines sont dotées d'un système de mesure de la température et de réfrigération constantes de l'eau. Ce système nécessite une alimentation électrique (pour le fonctionnement des pompes), sécurisé par un ou deux systèmes de secours (des groupes électrogènes qui prennent automatiquement le relai en cas de problème). Selon les pays ou les cas, les assemblages de combustible sont ainsi refroidis de trois à six ans en piscine près du réacteur puis encore conservés sous l'eau durant dix à vingt ans avant d'être envoyés en retraitement, en stockage en fûts, ou stockage à sec. Par sécurité, le système de refroidissement d'une piscine de stockage de combustible est doublé (constitué de deux voies incluant chacune une pompe et un échangeur thermique. « Quand du combustible est présent dans la piscine, les deux voies doivent être disponibles, une pompe étant en fonctionnement tandis que l'autre reste disponible en secours »).

Entretien et décontamination périodiques

Quand la piscine est vidée, les opérateurs de la décontamination y pénètrent, protégés par une tenue étanche ventilée (qui rend cependant difficile la lecture d'un radiamètre ou dosimètre opérationnel. Ils utilisent des agents moussant décontaminants, appliqués sur les parois puis rinçés à l'eau. L'eau de rinçage doit ensuite être traitée. Ce travail est parfois difficile.

L'ASN rapporte ainsi le cas d'un chantier de décontamination de la piscine du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Flamanville où « des difficultés techniques et organisationnelles se sont succédé, conduisant à prolonger notablement l'intervention (environ 19 heures au lieu de 6). En particulier, il a été impossible de vidanger les effluents et notamment les particules radioactives, accumulés en fond de piscine après rinçage. L'intervenant a utilisé un seau pour écoper et a débloqué manuellement l'évacuation des effluents. Des particules radioactives ont été récupérées manuellement à l'aide de chiffons et mises en sac. Ce sac s'est révélé avoir un débit de dose au contact supérieur à 1 Sv/h. La prolongation de l'activité aurait pu porter la dose annuelle reçue par l'intervenant au-delà de la limite réglementaire de 20 mSv. Un des sous-traitants a intégré ce jour là une dose de 4,28 mSv, et à l'issue de ce chantier, de 19,33 mSv (pour une limite réglementaire de 20 mSv

L'eau de la piscine de carburant est borée, filtrée et refroidie en permanence, en circuit fermé, pour évacuer la chaleur produite par les assemblages de combustible irradié. Des pompes électriques font circuler l'eau de la piscine de combustible irradié dans un système d'échangeurs thermiques avant le la réintroduire, refroidie dans la piscine de désactivation. En conditions normales de fonctionnement la température de l'eau ne doit jamais monter au-dessus d'un seuil fixé par les spécifications techniques d'exploitation, par exemple sous 45 °C pour la centrale nucléaire de Gravelines [8] ou 50 °C pour d'autres types de centrales [39].

Le scénario d'une radiolyse importante de l'eau en condition humide, c'est-à-dire de sa dissociation en hydrogène et oxygène par les effets combinés de la haute température et des rayonnements ionisants (α , β , γ)

avec de l'eau [40], avec éventuel effet catalytique de métaux contenus dans les gaines de combustibles est redouté, car susceptible de produire une explosion d'hydrogène.

Pour cette raison, l'air des bâtiments contenant les piscines de stockage doit être constamment surveillé et éventuellement traité en cas de présence d'hydrogène (ventilation, injection d'azote comme lors de l'accident nucléaire de Fukushima, etc.).

Tenue du tube de transfert au séisme (Tous paliers) ECS rapport IRSN n° 679 tome 1

Le tube de transfert permet, lors des opérations de déchargement ou de chargement du combustible, de mettre en communication la piscine du bâtiment réacteur (BR) avec celle du bâtiment de stockage du combustible usé (BK). Dans cette situation, l'occurrence d'un séisme pourrait provoquer la rupture du tube de transfert, induisant une vidange rapide des piscines. A cet égard, des vérifications sont menées, en ECOT VD3 900 et VD1 N4 (puis VD3 1300 à venir), vis-à-vis de la tenue au séisme du tube de transfert au regard des contraintes exercées par le déplacement différentiels des bâtiments provoqués par les tassements statiques des ouvrages, le fluage de l'enceinte et les oscillations sismiques.

Les conclusions des études menées ont déjà conduit à devoir remplacer, sur le palier 900 MWe, la manchette élastomère côté BK. L'IRSN considère toutefois que les contrôles relatifs à l'état des manchettes élastomères ne permettent pas de garantir la tenue de ces équipements sous séisme. Ce sujet est développé au § 9.1.3.

9.1.1.4 Etats des piscines couverts par l'analyse présentée par EDF ECS rapport IRSN tome 2

Dans ses rapports, EDF a retenu comme états pénalisants à prendre en compte pour une situation accidentelle n'affectant qu'une seule tranche les domaines d'exploitation APR ou RCD en fin de déchargement. C'est en effet dans ces états de tranche que la puissance résiduelle du combustible entreposé en piscine est maximale. Pour l'étude d'un scénario accidentel touchant l'ensemble d'un site, EDF a retenu qu'une des tranches du site était en APR ou RCD (états pénalisants pour les piscines et que les autres sont en puissance. EDF étudie également le cas où un assemblage de combustible est en cours de manutention dans la piscine de désactivation.

La principale différence entre l'approche suivie par EDF et par l'IRSN provient du fait qu'EDF suppose que les piscines et circuits connectés des bâtiments combustible et réacteur resteront intégrés en cas d'agression naturelle extrême alors que l'IRSN postule qu'une brèche peut survenir et examine les conséquences d'une vidange accidentelle se cumulant avec une perte de refroidissement.

Rapport IRSN N°679 – Tome 2/2 21/262

Effets falaise dans les états « primaire suffisamment ouvert et piscine réacteur pleine »

EDF indique que le découverture du cœur n'aura lieu qu'après plusieurs jours en situation H3. L'IRSN confirme cet ordre de grandeur en estimant le délai de 70 à 80 heures, si aucun assemblage combustible n'est en manutention au moment de l'accident. Comme déjà indiqué, l'IRSN considère que la configuration plus pénalisante où un assemblage combustible serait en cours de manutention dans la piscine BR aurait dû être examinée, pour les réacteurs existants comme pour l'EPR FA3. EDF a indiqué au cours de l'instruction que les dispositions complémentaires envisagées vis-à-vis du risque lié à la manutention en cours d'un assemblage dans la piscine combustible seraient définies en considérant également ce risque côté piscine BR. Ce point est détaillé au § 9.1.3 relatif aux accidents dans la piscine BK.

Effets falaise dans les états « primaire suffisamment ouvert et piscine réacteur non pleine »

Dans cet état du réacteur, la puissance résiduelle est évacuée par vaporisation dans l'enceinte, compensée par un appoint au circuit primaire :

- en situation H1 (de tranche, de site): appoint par le RCV (tous paliers) ou par le RIS BP (1300 MWe, 1450 MWe). L'effet falaise n'est pas précisé. L'IRSN considère qu'un effet falaise serait lié à la vidange de la bache PTR;

-en situation H3 de tranche: par appoint gravitaire depuis la piscine BK ou la bache PTR, puis appoint depuis la bache PTR, par la pompe RCV de la tranche jumelle sur le palier 900 MWe et par la motopompe thermique prévue pour la gestion des états primaire ouvert sur les paliers 1300 MWe et 1450 MWe. Le délai avant découverture, lié à la vidange de la bache PTR, est supérieur à un jour (plusieurs jours sur les paliers 1300 MWe et 1450 MWe);

- en situation H3 de site, la situation diffère du cas précédent pour les réacteurs de 900 MWe par le fait que l'appoint par le RCV de la tranche voisine n'est plus valorisable. Ces réacteurs n'étant pas équipés d'une motopompe thermique, seul l'appoint gravitaire depuis la piscine BK (ou le réservoir PTR) est disponible. A la fin de cet appoint, le découverture du combustible intervient en quelques heures. L'IRSN estime nécessaire la mise en place d'un moyen d'appoint vis-à-vis de cet effet falaise à très court terme.

EDF a indiqué qu'il installerait sur les réacteurs de 900 MWe une motopompe thermique permettant l'injection dans le cœur à partir de la bache PTR. Le délai avant découverture du cœur serait alors de plusieurs jours.

Sur tous les paliers, EDF propose en outre d'étudier des moyens ultimes de réalimentation en eau du système PTR qui soient de nature pérenne utilisant les mêmes sources d'eau et d'alimentation électrique que le moyen ultime de réalimentation du système ASG. Cette réalimentation bénéficierait à l'ensemble des situations H1 et H3.

S'agissant de la motopompe thermique (actuellement en place sur les paliers 1300 MWe et 1450 MWe), il s'agit d'un moyen mobile commun de site (Matériel Mobile de Sûreté: MMS). L'IRSN convient que le passage d'une tranche en état primaire ouvert avant déchargement est actuellement conditionné au pré-lignage de cette motopompe, ce qui minimise le risque d'avoir deux tranches en même temps dans cet état. Toutefois, formellement, ce risque n'est pas exclu, une tranche pouvant être affectée par un fortuit. Au cours de l'instruction, EDF a confirmé ce risque et indiqué qu'une étude était en cours pour définir les moyens MMS à renforcer pour couvrir une situation H1 ou H3 de site (actions envisagées à court terme). Vis-à-vis des risques de situation accidentelle liés aux agressions, il apparaît plus robuste selon l'IRSN de prévoir des ressources suffisantes par tranche.

L'ASN et l'ASND demandent au CEA de revoir la stratégie de démantèlement de ses installations nucléaires

Le président de l'Autorité de sûreté nucléaire et le délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les installations et activités intéressant la Défense ont demandé à l'administrateur général du CEA que leur soit présentée, dans un délai d'un an, la nouvelle stratégie de démantèlement envisagée par le CEA concernant l'ensemble des INB et installations individuelles situées à l'intérieur d'installations nucléaires de base secrètes¹ (INBS). L'ASN et l'ASND ont demandé au CEA, d'établir, pour les 15 prochaines années, des programmes de démantèlement, fondés sur des priorités de sûreté, de radioprotection et de protection de l'environnement hiérarchisés, en tenant compte tout particulièrement de l'activité totale mobilisable des substances radioactives et dangereuses présentes dans l'installation.

Conformément à la politique française de « démantèlement immédiat », et jusqu'à la fin des années 2000, le CEA avait pour stratégie de mener, en parallèle, l'ensemble des opérations de démantèlement des INB et des installations individuelles d'INBS dès leurs mises à l'arrêt définitif et dans des délais aussi courts que possible.

Depuis plusieurs années, l'ASN a constaté sur les installations du CEA :

- des retards importants dans la réalisation des opérations de démantèlement et de reprise et de conditionnement des déchets anciens,
- des augmentations très significatives de la durée envisagée des opérations de démantèlement et de reprise de déchets anciens,
- des retards importants dans la transmission des dossiers de demande d'autorisation de démantèlement.

Le président de l'ASN et le délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les installations et activités intéressant la défense ont donc demandé au CEA de procéder à un réexamen global de la stratégie de démantèlement des installations nucléaires et de gestion des matières et déchets radioactifs du CEA ; ce réexamen concerne en particulier :

- la priorisation des opérations,
- les moyens humains et l'efficacité des organisations pour les réaliser,
- la pertinence du niveau des ressources financières consacrées à ces opérations.

Le président de l'ASN et le délégué à la sûreté nucléaire et à la radioprotection pour les installations et activités intéressant la défense ont également demandé au CEA de renforcer les moyens humains affectés aux opérations de démantèlement ainsi qu'à l'organisation de ses programmes de démantèlement et de gestion des déchets. Ils ont enfin demandé au CEA de réexaminer les ressources budgétaires affectées aux opérations de démantèlement.

En savoir plus

- Consulter le courrier adressé par l'ASN et l'ASND au CEA courrier_ASN_ASND_DEM_CEA_2015-021619

• Consulter le dossier « le démantèlement des installations nucléaires » sur le site de l'ASN <http://www.asn.fr/Informer/Dossiers/Le-demantelement-des-installations-nucleaires>

<http://www.asn.fr/Informer/Dossiers/Le-demantelement-des-installations-nucleaires>

1. Les installations nucléaires de base secrètes concernent les installations individuelles de défense

Stratégie de démantèlement des installations du CEA et mise à jour de la stratégie de gestion des matières et déchets radioactifs

note CODEP-DRC-2015-021619 et ASND/2015/00742

Ainsi, nous vous demandons de nous transmettre, à l'issue de ce réexamen, et au plus tard le 31 juillet 2016, la nouvelle stratégie de démantèlement proposée pour les 15 prochaines années concernant l'ensemble de vos INB et installations individuelles d'INBS ; cette stratégie reposera sur des priorités de sûreté, de radioprotection et de protection de l'environnement que vous hiérarchiserez en tenant compte tout particulièrement du terme source mobilisable de chaque installation afin d'établir des programmes de démantèlement consolidés sur lesquels vous vous engagerez.

La mise en œuvre de votre stratégie de démantèlement est étroitement liée à la stratégie de gestion de vos matières et déchets radioactifs. Dans ce cadre, nous vous demandons de nous transmettre conjointement à votre stratégie de démantèlement, une mise à jour de votre stratégie de gestion pour les 15 prochaines années, des matières et déchets radioactifs, que vous détenez.

Concernant l'organisation de ces opérations, nous vous demandons dans le même délai :

- d'une part, de nous présenter les enseignements que vous tirez du retour d'expérience des dernières années, notamment s'agissant des moyens humains consacrés à ces opérations et de l'organisation globale du CEA (directions centrales CEA, directions centrales DEN et DAM, et directions de centre) ;

- d'autre part, des mesures que vous prenez pour renforcer ces moyens humains et l'organisation de vos programmes de démantèlement et de gestion des déchets.

L'ensemble de ces deux dossiers fera l'objet d'un examen conjoint par les groupes permanents d'experts chargés des déchets et des laboratoires et usines et la commission de sûreté des laboratoires, des usines et de la gestion des déchets.

Enfin, nous vous demandons de procéder au vu du retour d'expérience, à un réexamen de la chronique financière annuelle nécessaire, pour les 15 prochaines années, aux opérations de démantèlement et de gestion des déchets, ceci au vu de l'ensemble des éléments connus à ce jour, notamment :

- la stratégie de démantèlement après réexamen,
- le développement du projet CIGEO, compte-tenu de la forte croissance attendue de ce projet dans les prochaines années.

Nous vous demandons de nous présenter, courant octobre prochain, vos premières propositions quant à la prise en compte des demandes ci-dessus.

Vous trouverez en annexe nos demandes particulières sur vos stratégies.

Le Délégué à la Sûreté Nucléaire et à la radioprotection pour les installations et activités intéressant la Défense,

Signé: Bernard DUPRAZ

Le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

Signé: Pierre-Franck CHEVET

Annexe à la note

CODEP-DRC-2015-021619 et ASND/2015/00742

Références:

[1] Lettre CEA/MR/DPSN/SSN/2004/113/AP/mv du 4 juin 2004

[2] Lettre ASN DEP-DRD-0036-2007 du 30 janvier 2007

[3] Lettre CEA/DEN/DOE DO 80 du 20 juin 2012

[4] Lettre CEA/DAM/DME/ - - 18 du 25 juin 2012

[5] Lettre ASN CODEP-DRC-2012-030367

En complément de l'instruction et du suivi des dossiers liés aux installations individuelles, l'ASN et l'ASND évaluent régulièrement les stratégies de gestion des déchets radioactifs et de démantèlement mises en place par les exploitants d'INB et d'INBS.

Concernant la stratégie de démantèlement des INB civiles du CEA, la dernière évaluation complète faite par l'ASN s'est faite sur la base du document que vous avez remis en 2004 et couvrant la période 2004-2013 [1]. A la suite de son instruction et de l'examen par le groupe permanent « usine » (GPU), lors de sa séance du 6 décembre 2006, l'ASN vous avait demandé [2] de lui transmettre :

- votre doctrine en matière d'assainissement et de démantèlement des INB,
- la justification de la compatibilité des flux de déchets avec les filières,
- l'analyse et les enseignements tirés des difficultés liées à la conduite de programmes et à la gestion de projets ayant entraîné le non-respect de certains de vos engagements,
- un dossier relatif aux installations concernées, dans lequel sera déclinée, sur une période de référence d'au moins 10 ans, la stratégie précitée.

Les difficultés que vous avez rencontrées dans la mise en œuvre de vos programmes et projets vous ont conduit à repousser la transmission d'une mise à jour de votre stratégie de démantèlement initialement attendue pour 2012. À ce jour, vous avez indiqué à l'ASN prévoir de transmettre cette mise à jour en 2016.

Pour ce qui concerne les stratégies de démantèlement des INBS relevant du ministère de l'industrie (Bruyères-le-Châtel, Valduc, Cadarache et Marcoule) vous avez transmis les documents en référence [3] et [4] concernant, d'une part les installations individuelles leur appartenant et relevant de la direction de l'énergie nucléaire DEN, d'autre part des installations individuelles relevant de la direction des applications militaires DAM. Ces stratégies sont suivies par les services de l'ASND au travers de jalons significatifs de sûreté (JSS) marquant les étapes significatives à atteindre pour ces démantèlements pour chacun des sites concernés. Cependant, l'examen de la cohérence d'ensemble de ces stratégies n'a jamais été effectué, l'évaluation et l'instruction technique se faisant individuellement sur la base de vos demandes d'autorisation de démantèlement.

Ainsi à ce jour, la stratégie de démantèlement des installations nucléaires de base secrète n'a jamais fait l'objet d'une évaluation globale et l'évaluation de la stratégie de démantèlement des INB est obsolète. Par ailleurs, plusieurs éléments nous conduisent à considérer qu'une telle évaluation est non seulement nécessaire mais particulièrement importante et devant prendre en compte la totalité de vos installations (INB et INBS). En effet, jusque vers la fin des années 2000, la politique affichée du CEA en matière de démantèlement consistait à entamer l'ensemble

des opérations de démantèlement des INB et des installations individuelles d'INBS en même temps et dès l'arrêt des installations, en ayant la volonté de les conduire en parallèle jusqu'à leur terme. Dès le début des années 2010, vous avez considéré que la situation budgétaire du CEA ne vous permettait plus de poursuivre cette politique.

Le retour d'expérience 2010-2015 nous conduit aussi à constater les éléments suivants.

Concernant les INB :

- le report régulier de la remise de dossiers de demande d'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement de certaines installations arrêtées,

- les dérives importantes constatées dans les échéances initialement prévues des différents programmes de démantèlement (INB de Fontenay-aux-Roses, ATUe à Cadarache),

- le nombre important d'installations dont le dossier de demande d'autorisation de démantèlement est attendu dans les prochaines années (Saclay : ZGDS, OSIRIS, ORPHEE ; Fontenay-aux-Roses : PROCEDURE, SUPPORT ; Cadarache : STE, PEGASE, EOUE, le Parc, MINERVE, MCMF, LEFCA, PHEBUS).

Concernant les INBS et en particulier l'INBS de Marcoule :

- le report du démantèlement de l'APM de plus de 10 ans, alors que cette installation datant de la fin des années 50 n'a pas été dimensionnée aux normes actuelles de sûreté et contient des termes sources mobilisables importants,

- le report de la reprise et du conditionnement des déchets anciens après l'achèvement du démantèlement des usines de première génération alors que le périmètre considéré inclut des installations datant des années 60 (dégainage mécanique G1, dégainage G2/G3, casemates) présentant des lacunes de sûreté significatives en fonctionnement normal et susceptibles d'entraîner des conséquences notables dans l'environnement en cas de séisme et/ou d'aléa extrême,

- le report de 5 à plus de 10 ans de la majorité des projets d'installations neuves ou équipements de l'INBS (NAT, UDH, UCC2, UCC3, ERCF...) nécessaires au démantèlement ou à la reprise des déchets,

- globalement un retard annoncé de plus de 10 ans dans la réalisation des programmes de démantèlement des usines du périmètre UP1 et comportant des incertitudes importantes sur le respect de l'échéance de 2030 pour la reprise et le conditionnement des déchets MAVL produits avant 2015.

Concernant les autres INBS, des retards ont également été identifiés mais d'une moindre importance du point de vue de la sûreté.

Le réexamen de la stratégie de démantèlement à mettre en place et à consolider devra donc concerner l'ensemble des installations situées sur les sites CEA.

Ainsi, nous vous demandons de nous transmettre, au plus tard le 31 juillet 2016, la stratégie révisée de démantèlement de vos INB et installations individuelles d'INBS pour les 15 prochaines années, en identifiant les priorités de sûreté et de radioprotection et en les hiérarchisant en tenant compte tout particulièrement du terme source mobilisable de chaque installation afin de conduire à des programmes de démantèlement consolidés sur lesquels vous vous engagez.

Le dossier que vous remettrez en support à votre stratégie comprendra :

- la priorisation des différents projets sur les différents sites, notamment au regard des enjeux de sûreté associés et de la priorité accordée au retrait des termes sources mobilisables ;

- la présentation du macro-planning global envisagé pour l'ensemble de vos installations et la justification de ce planning au regard de la priorisation précitée et du principe de démantèlement immédiat des installations (1) ;

- les grandes lignes de la stratégie de démantèlement du CEA, comprenant notamment :

- les objectifs de sûreté, de radioprotection et de protection de l'environnement que vous vous fixez ;

- les modalités de choix des méthodes et procédés à mettre en œuvre lors du démantèlement ;

- les dispositions retenues pour le maintien de la connaissance des installations en fonctionnement et des capacités techniques nécessaires à la bonne conduite des projets de démantèlement ainsi que la manière dont sont pris en compte les facteurs sociaux, organisationnels et humains ;

-les modalités d'anticipation de la préparation des opérations de démantèlement lors des dernières années de fonctionnement;

-les objectifs de valorisation dans les filières nucléaires des matières et matériaux issus du démantèlement;

-la méthodologie de détermination des objectifs d'assainissement des structures et des sols;

-l'application des guides et projets de guide de l'ASN et des instructions de l'ASND.

Par ailleurs, la mise en œuvre de votre stratégie de démantèlement est étroitement liée à votre stratégie de gestion des matières et déchets radioactifs compte tenu notamment de la quantité et du caractère non standard et difficilement caractérisable des déchets produits lors des opérations de démantèlement. De plus, les opérations de préparation à la mise à l'arrêt définitif nécessitent l'évacuation des déchets de fonctionnement présents dans l'installation. Dans certains cas, par exemple pour les installations anciennes d'entreposage de déchets des sites de Cadarache et de Marcoule, des opérations particulières dites de reprise et de conditionnement des déchets anciens (RCD) doivent être menées.

Dans ce cadre, nous vous demandons de nous transmettre conjointement à votre stratégie de démantèlement, une mise à jour de votre stratégie de gestion des déchets radioactifs (solides et liquides) et des matières radioactives civiles, y compris les combustibles usés, pour les 15 prochaines années. Le dossier que vous remettrez en support à votre stratégie comprendra :

-les bilans de production et de gestion des déchets depuis 2008 ainsi que les améliorations envisagées sur les filières existantes. Ce bilan présentera notamment le retour d'expérience acquis sur la qualité des colis de déchets radioactifs produits;

- les actions de réduction à la source des déchets produits, intégrant le retour d'expérience et les bonnes pratiques. Vous présenterez en particulier votre retour d'expérience de l'application du zonage déchets dans les installations – en fonctionnement comme en démantèlement - en termes de nature et de volumes des déchets produits;

- les actions de réduction du volume et de la nocivité des déchets mises en places ou envisagées :

- le traitement/conditionnement des déchets,
- la gestion optimisée des déchets et les filières de recyclage ou de valorisation envisagées,
- les bonnes pratiques;

-le retour d'expérience des actions de caractérisation menées sur les déchets déjà produits et, le cas échéant, l'identification prospective des actions restant à mener;

-la justification de l'usage prévu ou envisagé de vos matières radioactives civiles ainsi que des éventuelles opérations de traitement permettant cet usage. Cela comprendra la justification de la capacité à traiter les combustibles usés et matières radioactives pour lesquels ce mode de gestion a été retenu et la présentation des éventuelles actions de R&D ou modifications nécessaires en support de la mise en œuvre de ce traitement;

-les plannings prévisionnels de reprise et de conditionnement des déchets anciens (RCD) et l'évaluation des quantités (volumes, flux) et des caractéristiques (physiques, chimiques et radiologiques) des déchets radioactifs qui seront produits lors des 15 prochaines années par le fonctionnement et le démantèlement des installations du CEA (y compris les déchets de type TFA ou issus d'opérations de RCD et, le cas échéant, les combustibles usés dont le caractère valorisable aurait été réévalué). Cette évaluation devra tenir compte de l'application des guides de l'Autorité de sûreté nucléaire relatifs à l'assainissement;

-les filières de gestion retenues pour les différentes typologies de déchets identifiées, les sources scellées sans emploi, les combustibles usés en attente de traitement et les autres matières radioactives civiles que vous détenez ainsi que la démonstration de la suffisance, en termes de capacité à caractériser, traiter, conditionner, entreposer et transporter ces substances de façon sûre, des filières de gestion existantes et en projet en regard des quantités et caractéristiques prévues de ces substances que vous aurez à gérer les quinze prochaines années, en tenant compte des durées de fonctionnement envisageables des installations associées. Vous identifierez les déchets et matières radioactifs qui ne respectent pas le domaine de fonctionnement ou les spécifications d'acceptation de ces installations et, dans le cas où vous envisageriez la nécessité de créer de

nouvelles installations ou d'effectuer des modifications notables ou substantielles d'installations existantes, vous présenterez les principales caractéristiques de celles-ci et les plannings de conception et de mise en service associés;

-la justification de l'adéquation des programmes de conception, de construction et de mise en service des emballages de transport avec les contraintes de planning liées à la stratégie de gestion des déchets, de sources scellées sans emploi et des combustibles usés en justifiant, le cas échéant, le recours à des arrangements spéciaux;

-un bilan d'avancement ainsi que les perspectives relatives du programme de développement de solutions de conditionnement pour l'ensemble des déchets radioactifs produits et à produire, et notamment ceux issus d'opérations de RCD. Ce programme devra permettre de respecter l'échéance de 2030 pour les déchets MAVL produits avant 2015;

-le point sur les déchets sans filières (nature, quantité) et l'état d'avancement des solutions de traitement, conditionnement et entreposage associées.

À la date de transmission de votre dossier, l'instruction de l'étude prospective des déchets nucléaires de Marcoule (EPDNM) traitant pour l'INBS de Marcoule une grande partie des sujets listés ci-dessus devrait être achevée; les éléments du dossier et ceux issus de l'instruction, lorsque c'est possible, pourront donc être directement intégrés au dossier demandé avec la mise en perspective nécessaire à une instruction d'ensemble.

Vous devrez ainsi démontrer la robustesse des stratégies envisagées pour les quinze prochaines années en justifiant notamment :

-leur faisabilité aux échéances prévues en intégrant les jalons réglementaires et autorisations nécessaires au déroulement des opérations;

-leur capacité à faire face aux aléas possibles que vous identifierez dans votre dossier, notamment ceux relatifs à l'indisponibilité d'une ou plusieurs installations.

A cette fin, nous vous demandons de présenter l'organisation que vous avez mise en place pour piloter et mettre en œuvre votre programme de démantèlement, de reprise et conditionnement des déchets RCD et de gestion de vos matières et déchets radioactifs.

En particulier vous présenterez :

• l'organisation mise en place pour définir et superviser l'ensemble du programme de démantèlement ainsi que pour développer, réaliser et suivre chacune des projets,

• l'organisation nationale et locale relative à la gestion des matières et déchets radioactifs ainsi qu'aux enjeux de sûreté associés.

Pour ce qui concerne la conduite de ces opérations, nous vous demandons :

• **d'une part de nous présenter les enseignements que vous tirez du retour d'expérience des dernières années, notamment s'agissant des moyens humains consacrés à ces opérations et de l'organisation globale du CEA (direction centrale CEA, directions centrales DEN et DAM et directions de centre)**

• **d'autre part, des mesures que vous prenez pour renforcer les moyens humains et l'organisation de vos programmes de démantèlement et de gestion des déchets.**

Vous justifieriez ces choix au regard des meilleures pratiques nationales et internationales notamment dans le domaine de la conduite de projet, de l'ingénierie, de la maîtrise de la sous-traitance.

Par ailleurs, vous explicitez la façon dont vous vous assurez de la cohérence entre les dispositions prises pour décliner les stratégies de gestion des déchets et de démantèlement et l'évaluation des charges à long terme que vous réalisez au titre de l'article L. 594-1 du code de l'environnement.

En particulier nous vous demandons de procéder au vu du retour d'expérience, à un réexamen de la chronique financière annuelle nécessaire, pour les 15 prochaines années, aux opérations de démantèlement et de gestion des déchets, au vu de l'ensemble des éléments connus à ce jour, notamment :

• **la stratégie de démantèlement après son réexamen,**

• **le développement du projet CIGEO compte tenu de la part croissante attendue de ce projet dans les prochaines années.**

NUMÉROS DÉJÀ PARUS

Les n° 1 à 36 sont épuisés. Si vous désirez une collection complète, des photocopies peuvent être faites à la demande.

94/95	M.O.X. - Démantèlement	25 F	197/198	Où en est le nucléaire ?	5 €
96/97	Tchernobyl, trois après	épuisé	199/200	La deux centième ou vingt cinq ans de Gazette	5 €
98/99	Transparence : cette obscure clarté...	25 F	201/202	Quoi de nouveau : rien, le dialogue est toujours un rêve	5 €
100	Gazette sans nucléaire	25 F	203/204	Transparence opaque et nucléaire omniprésent...	5 €
101/102	Bilan et perspectives du nucléaire civil pour la fin du siècle	25 F	205/206	Le Débat sur l'énergie : une occasion manquée...	5 €
103/104	Le nucléaire au quotidien	25 F	207/208	Transparence, vous avez dit transparence...	5 €
105/106	Saint-Aubin et Itteville	25 F	209/210	Le grand bluff ou les autorités de sûreté muselées	5 €
107/108	Des déchets encore des déchets	25 F	211/212	Fusion : la valse des milliards	5 €
109/110	Tchernobyl : 5 ans après	25 F	213/214	Menace sur la Maintenance et la radioprotection	5 €
111/112	A propos des mines, des mineurs et des déchets	25 F	215/216	La glu nucléaire toujours omni présente	5 €
113/114	De fissures en déchets, le voilà le joli nucléaire	25 F	217/218	Menaces sur la radioprotection	5 €
115/116	Les travailleurs du nucléaire	25 F	219/220	Où en est le nucléaire ?	5 €
117/118	Et si normes et déchets m'étaient contés...	épuisé	221/222	Les mines : un débat	5 €
119/120	Le nucléaire "ordinaire". Tchernobyl-Superphénix	25 F	223/224	Débat public : EPR, déchets, ITER	5 €
121/122	La saga de l'uranium	25 F	225/226	Participation - concertation	5 €
123/124	Superphénix, Koslodiou même combat !	25 F	227/228	Le GSIEN fête ses trente ans	5 €
125/126	Et si on abandonnait le tout nucléaire	25 F	229/230	La Gazette a aussi trente ans	5 €
127/128	Le nucléaire : tout un cycle !	25 F	231/232	Transparence et déchets... 2 lois...	5 €
129/130	Superphénix encore, les mines et les mineurs toujours !	25 F	233/234	Mines, installations, centres hospitaliers, déchets : même combat	5 €
131/132	Le centre manche et ses fuites	25 F	235/236	Un point sur les mines et incidents	5 €
133/134	Pour le débat énergétique : un point sur le nucléaire	25 F	237/238	Un point sur les MINES et INCIDENTS	5 €
135/136	Nucléaire. La grande illusion continue	25 F	239/240	Séisme, Générateurs de Vapeur, démantèlement	5 €
137/138	Nucléaire : le banal au jour le jour	25 F	241/242	Analyse du rapport CNE	5 €
139/140	MOX, Déchets et Doses	25 F	243/244	Le nucléaire nous concerne tous...	5 €
141/142	Le Rapport Souviron	25 F	245/246	Et on continue : AVEN - PATIENTS - FLAMANVILLE	5 €
143/144	L'expertise : Sa nécessité, ses limites, son utilisation politique	25 F	247/248	« ÉVÈNEMENTS » en série chez AREVA et EDF	5 €
145/146	Et si on parlait essais et accessoirement de la Hague	25 F	249/250	Culture de sureté : EDF dans le rouge !	5 €
147/148	Les 20 ans du GSIEN et de la Gazette : quoi de nouveau sur le front du nucléaire. bof !	25 F	251	Numéro est dédié à Jean-Louis Valatx	5 €
149/150	Tchernobyl : 10 ans après, et ce n'est pas fini !!!	25 F	252	Le nucléaire : toujours la marche en avant, aveuglement...	5 €
151/152	Superphénix : Le GSIEN jette l'éponge	25 F	253	N° dédié à Pierre Samuel	5 €
153/154	Le nucléaire continue, mais ...	25 F	254	Les opérateurs nucléaires jouent avec le feu...	5 €
155/156	Les 20 ans de la Gazette	30 F	255	"Parce que l'obligation de subir, nous donne le droit de savoir"	5 €
157/158	11 ans : Tchernobyl et le facteur humain	30 F	256	Secret et démocratie : cohabitation impossible !	5 €
159/160	Un point sur le nucléaire : SPX, déchets, Mururoa	30 F	257	Nucléaire et agressions externes : quels risques ?	5 €
161/162	Et si on faisait une pause pour réfléchir	30 F	258	Bure Zone Libre	5 €
163/164	La glu nucléaire	30 F	259	Nouvelles en vrac...	5 €
165/166	A quand une vraie politique énergétique ?	30 F	260	Fukushima : la catastrophe	5 €
167/168	La transparence est toujours aussi obscure !!	30 F	261	Fukushima : la catastrophe toujours présente	5 €
169/170	Nucléaire : forçons le débat	30 F	262	Fukushima s'invite dans le débat énergétique	5 €
171/172	Le Nucléaire va-t-il s'enliser ?	30 F	263	La Cour des Comptes et l'ASN bousculent le nucléaire français	5 €
173/174	Tchernobyl, encore et toujours.	30 F	264	Un plan énergétique cohérent ? ou rien...	5 €
175/176	Gratter où ça fait mal : L'interim et les rejets.	30 F	265	Incendie à Penly, défauts cuve à Doel3 - Belgique...	5 €
177/178	Eh oui ! L'accident nucléaire, c'est possible.	30 F	266	Le tournant énergétique : vous y croyez ?	5 €
179/180	Et on repart pour 100 ans (sans nucléaire ?)	30 F	267	Sera-t-il possible de sortir enfin du tout nucléaire ?	5 €
181/182	Fessenheim, Blayais en expertise...	30 F	268	Transparence ?	5 €
183/184	Déchet : un problème mal posé donc mal géré	30 F	269	La diversité énergétique va-t-elle enfin gagner ?	5 €
185/186	Energies renouvelables oui mais..., Nucléaire non mais..	30 F	270	Que de déchets et que faire ?	5 €
187/188	La Gazette du nouveau millénaire	30 F	271	Attention danger : la finance ne doit pas peser sur la sûreté	5 €
189/190	Nouvelles en vrac	30 F	272	La vigilance citoyenne base de la sûreté et de la radioprotection	5 €
191/192	Un point sur les déchets et ce n'est pas fini	30 F	273	La Transition Énergétique : c'est quoi ?	5 €
193/194	Fessenheim 2	30 F	274	Et si on construisait un dialogue citoyen ?	5 €
195/196	On continue mais ou est la relève ?	30 F	275	Les temps troubles	5 €
			276	Le Nucléaire va-t-il périr à cause de firmes incompétentes	5 €
			277	Peut-on continuer la politique du "choix irréversible" ?	5 €

Bulletin d'adhésion ou de (ré)abonnement

(N'envoyez pas directement les chèques postaux au Centre cela complique beaucoup notre "suivi" de fichier)

à découper et à envoyer avec le titre de paiement (CCP ou chèque bancaire)

à l'ordre du GSIEN - 2, rue François Villon - 91400 Orsay

Nom (en majuscules) Prénom

Adresse

Code postal Ville

Tél. : Compétences ou centre d'intérêt

– M'abonne à la *Gazette Nucléaire* oui non – adhésion (nous consulter)

(pour un an : France : 23 € - Etranger : 28 € - Soutien : 28 € ou plus)

– commande des exemplaires de la *Gazette Nucléaire* (photocopies possibles des n° épuisés)

numéro : Nombre d'exemplaires :

voir prix joints + port : environ 1 € de frais d'envoi pour un numéro (environ 80 g)