



COLLECTIF STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs

association membre de Haute-Normandie Nature environnement et du Réseau Sortir du Nucléaire, siégeant à la CLIN Paluel-Penly.

Maison des associations et de la Solidarité de Rouen :

22, rue Dumont d'Urville, 76 000 Rouen.

06 70 90 37 88 / 06 62 29 50 48

Mont-Saint-Aignan, le 30 novembre 2013

Objet : contribution du Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs à consultation du public sur les projets de décisions de l'ASN relatives aux prescriptions complémentaires applicables à EDF pour le « noyau dur » des centrales nucléaires

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs a reconnu la nécessité de réévaluer la sûreté du parc nucléaire au regard de la catastrophe de Fukushima. Il a contribué dans le cadre de la commission locale d'information nucléaire auprès des centrales de Paluel et Penly aux évaluations complémentaires de sûreté. En Février 2012, nous avons produit un dossier concernant les centrales du littoral seinomarin¹. Il s'agissait pour nous d'inviter l'exploitant à compléter les informations données à l'Autorité de sûreté nucléaire² et d'exprimer clairement nos attentes en matière de sûreté.

Les prescriptions complémentaires publiées en juin 2012³ n'ont pas totalement répondu à nos attentes locales et globales. Nous regrettons l'absence d'une synthèse des décisions [ECS] et d'un récapitulatif des prescriptions adressées à chaque installation nucléaire de base. Dans la mesure où le parc nucléaire français est standardisé, nous attendions la publication de décisions spécifiques pour chaque palier dans la mesure où chacun pose des problèmes spécifiques. Nous attendions des décisions spécifiques en fonction des localisations des CNPE et des aléas géoclimatiques auxquels ils sont exposés. Nous attendions des indications claires sur le coût prévisionnel des travaux à réaliser au niveau de chaque réacteur.

La valeur et l'intérêt du travail accompli par l'Autorité de sûreté ne sauraient être négligés pour autant. Chacun peut se satisfaire que les mesures préconisées conduisent à "*un renforcement significatif des marges de sûreté au-delà de leur dimensionnement.*" Après Fukushima, il est inconcevable que la doctrine française de sûreté écarte, comme longtemps elle l'a fait⁴, la possibilité d'une catastrophe. Pourquoi donc dès lors accorder à l'exploitant des délais et des clauses aussi confortables pour réaliser des travaux nécessaires et urgents ? des travaux ne faisant que compenser les insuffisances graves de la sûreté dues à la déficience de la conception des centrales dans le dédain des risques!

La fameuse formule "**Considérant**, à l'issue des évaluations complémentaires de sûreté des installations nucléaires prioritaires, que les installations examinées présentent un niveau de sûreté suffisant pour ne justifier l'arrêt immédiat d'aucune d'entre elles, et que la poursuite de leur exploitation nécessite d'augmenter dans les meilleurs délais, au-delà des marges de sûreté dont elles disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes," n'aurait elle pas du amener l'ASN à une plus grande intransigeance vis à vis de l'exploitant ?

¹ <http://www.calameo.com/read/001574975c497ac8beb4c>

² <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-contrôle/Evaluations-complémentaires-de-surete/Rapports-EDF>

³ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-contrôle/Evaluations-complémentaires-de-surete/Decisions-2012-de-l-ASN-Prescriptions-complémentaires>

⁴ http://www.dissident-media.org/stop_nogent/105_fondements.html

Après quelques semaines marquées par des incidents spectaculaires à Paluel, Penly, Cruas et au Tricastin, il apparaît clairement aux yeux de tous que "la catastrophe survenue à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi confirme que, malgré les précautions prises pour la conception, la construction et le fonctionnement des installations nucléaires, un accident ne peut jamais être exclu."⁵

C'est le cas pour les cinq centrales identifiées par Greenpeace France comme celles "à fermer en priorité"⁶ et plus largement pour celles dont la sûreté est clairement mise en cause par les stress test commandités par l'Union européenne⁷. La certitude largement répandue que la France dispose de l'un des parcs les plus sûrs a été objectivement réfuté par le rapport publié par la Commission européenne en octobre 2012⁸. La France est concernée par 109 des 264 recommandations de la Commission. Toutes les centrales françaises doivent répondre à au moins 5 recommandations et 7 d'entre elles doivent répondre à 7 recommandations (sur un maximum de 11 possibles). Pour comparaison, les centrales belges et allemandes doivent quant à elles répondre à 2 ou 3 recommandations...

Ministry Status	NPP Site	Total Number of Items	Site visited by Peer Review Team	External hazard cases corresponding to an exceedance probability of less than once in 10 000 years should be used for earthquakes;	External hazard safety cases corresponding to an exceedance probability of less than once in 10 000 years should be used for flooding;	A Design Basis Earthquake corresponding to a minimum peak ground acceleration of 0.1 g should be used.	Means needed to fight accidents should be stored in places adequately protected against external events.	On-site seismic instrumentation should be installed or improved.	Time for restoration of the safety functions in case of loss of electrical power and/or ultimate heat sink is less than 1 hour (without human intervention).	Emergency Operating Procedures not covering all plant states (full power to shutdown states).	Severe Accident Management Guidelines not implemented or not covering all plant states (full power to shutdown states).	Passive measures to prevent hydrogen explosions (or other combustible gases) in case of severe accident not in place (such as Passive Autocatalytic Recombiners or other relevant alternatives).	Containment Filtered Venting Systems not in place	A backup Emergency Control Room not available in case the Main Control Room becomes inhabitable as a consequence of the radiological releases of a severe accident, of fire in the Main Control Room or due to extreme external hazards.
	Civaux	2			X(5.5)		X(5.5)	X(4.1, 5.5)		X(4.3)	X(4.3)			
	Cruas	4		X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)						
	Dampierre	4		X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)						
	Fessenheim	2	X	X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)						
	Flamanville	2			X(5.5)		X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(4.3)	X(4.3)				
	Golféac	2		X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(4.3)	X(4.3)				
	Gravelines	6		X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)						
	Nogent	2		X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(4.3)	X(4.3)				
	Paluel	4		X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(4.3)	X(4.3)				
	Penly	2		X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(5.5)	X(4.1, 5.5)	X(4.3)	X(4.3)				

Il est également inquiétant de voir que le parc de centrales britanniques est largement concerné par des recommandations importantes en quantité et en qualité. Au-delà du fait que le risque d'accident nucléaire outre-manche concerne la France au premier chef –les vents ne s'arrêtant pas aux frontières-, il faut admettre qu'EDF est largement responsable de cette situation puisque l'énergéticien français possède 8 des 10 centrales britanniques...

La situation du parc nucléaire français est suffisamment inquiétante pour exiger l'arrêt immédiat des réacteurs qui cumulent un grand nombre de risques

Pour le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs tel est le défi qui se pose aujourd'hui en France. L'ASN gagnerait en crédit auprès de l'opinion publique en tant qu'autorité administrative indépendante en recommandant la mise à l'arrêt définitif des réacteurs dont l'intérêt énergétique est plus que douteux surtout depuis la fermeture de George Besse I.

⁵ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/La-reglementation/Bulletin-officiel-de-l-ASN/Avis-de-l-ASN/Avis-n-2012-AV-0139-de-l-ASN-du-3-janvier-2012>

⁶ http://www.greenpeace.org/france/PageFiles/266521/Etude_Greenpeace_5centrales.pdf

⁷ http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/stress_tests_fr.htm

⁸ http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/com_2012_0571_fr.pdf

Manifestement le travail de l'ASN a été considérablement contraint au cours des derniers mois. A Penly nous déplorons que l'Autorité de sûreté n'ait pu publier dans des délais raisonnables un avis définitif à l'issue de la deuxième visite décennale du réacteur 1 du CNPE de Penly. Il a fallu attendre septembre 2013, pour que l'Autorité de sûreté dispose des informations nécessaires pour soumettre à consultation du public un projet de décision relatif à la poursuite d'exploitation de ce réacteur¹³... alors que la visite a eu lieu entre le 17 septembre 2011 et le 26 décembre 2011¹⁴. On est bien au delà du délai d'un an défini par les articles 9 et 15 de l'arrêté du 10 novembre 1999¹⁵ !

Une mise en œuvre urgente des prescriptions complémentaires est nécessaire !

L'Avis n° 2012-AV-0139 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 3 janvier 2012 sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi¹⁶ recommandait en effet :

"Mise en place d'un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes ; les exploitants proposeront à l'ASN avant le 30 juin 2012 le contenu et les spécifications du « noyau dur » de chaque installation ;"

Or nous sommes en novembre 2013. Une fois encore la société civile est invitée à se prononcer sur une décision nécessaire très tardivement, si tardivement que l'on doute qu'EDF ait respecté les délais pourtant définis au préalable. C'est avec plus d'une année de retard que les décisions de l'ASN sont publiées. Une année de plus au cours de laquelle le parc a continué de se dégrader faute d'investissements indispensables, de maintenances suffisantes et de décision d'arrêt des réacteurs les plus dangereux.

Bien des indices nous invitent à croire que les délais une fois encore ne seront pas tenus par l'exploitant. Malgré des avertissements sans ambiguïté de l'ASN, EDF se complait en manœuvres dilatoires dérogeant ainsi aux obligations qui lui sont opposées au titre de la sûreté nucléaire.

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs sera donc attentif à ce que le point 6 de l'avis du 3 janvier 2012 sur *les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi* ne reste pas lettre morte. Il est évident pour nous que "[...] les exploitants devront renforcer le processus de traitement des non-conformités et l'appliquer en particulier à celles constatées lors des inspections ciblées post-Fukushima ;" Un avis de l'ASN n'est pas une simple préconisation, ce doit être entendu par les responsables de l'industrie nucléaire comme une injonction précise, immédiate et ne saurait souffrir aucun détournement tant pour le contenu que pour ce qui est du calendrier (les arrêts de tranche de plus en plus fréquentes donnent l'occasion de réaliser les travaux nécessaires).

¹³ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/La-reglementation/Consultations-du-public/Archives-des-consultations-du-public/Projets-de-decisions-de-l-ASN-relatives-a-la-poursuite-d-exploitation-des-reacteurs-de-Penly-1-Cattenom-2-et-Saint-Alban-1-et-2-apres-vingt-ans-de-fonctionnement>

¹⁴ <http://www.asn.fr/index.php/content/view/full/143080>

¹⁵ " Six mois après le redémarrage du réacteur, l'exploitant remettra au gouvernement, ainsi qu'à l'ASN, le "rapport de réexamen" qui inclura ses conclusions sur le niveau de sûreté du réacteur, les modifications effectuées et les contrôles réalisés, notamment dans le cadre de la démarche de gestion du vieillissement. Six mois après la remise de ce rapport, l'ASN communiquera au gouvernement son avis sur ce rapport."

<http://www.asn.fr/index.php/S-informer/Publications/La-revue-Contrôle/Dossiers-de-Contrôle-2009/Contrôle-n-184-la-poursuite-d-exploitation-des-centrales-nucléaires>, p 10.

¹⁶ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/La-reglementation/Bulletin-officiel-de-l-ASN/Avis-de-l-ASN/Avis-n-2012-AV-0139-de-l-ASN-du-3-janvier-2012>

Ainsi insistons nous avec la plus grande résolution pour que l' Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base¹⁷ soit appliqué scrupuleusement par l'ASN et les services de l'Etat. Comme le stipule clairement l'Avis n°2012-AV-0141 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 24 janvier 2012 sur le projet d'arrêté fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base " *la réglementation générale relative aux INB doit, en conformité avec le caractère intégré du régime stipulé à l'article L. 593-1 du code de l'environnement, prendre en compte l'ensemble des risques et inconvénients que ces installations peuvent représenter pour la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement selon une approche proportionnée à l'importance de ces risques ou inconvénients ;*" L'enjeu est clairement " *de renforcer les exigences relatives au traitement des non-conformités, notamment pour ce qui concerne l'impact cumulé des différents écarts et l'analyse de leur répétition ;*" mais aussi " *la cohérence entre les exigences applicables aux INB et celles relatives aux installations classées pour la protection de l'environnement ;*"¹⁸

Faut il encore que les prescriptions de sûreté ne laissent pas à l'exploitant la capacité de différer et vider de leur contenu les décisions de l'ASN

Bien des exemples nous invitent à considérer que la volonté de l'exploitant est déterminante en dernier recours. Les vicissitudes des pompes primaires, la question des joints toriques ou les problèmes des pressuriseurs sans parler des GV ou de l'usage très tardif de fluides frigorigènes interdits dans les autres industries sont autant de cas¹⁹ qui illustrent la capacité de l'exploitant à différer, contourner, amoindrir les prescriptions de sûreté toujours ramenées au statut de simples *décisions* ou *avis*.

Il existe bel et bien un paradoxe entre la fermeté du discours de l'ASN résolue d'attacher "*enfin une vigilance particulière au suivi de la mise en œuvre de l'ensemble des prescriptions qu'elle aura édictées, ainsi qu'à la prise en compte des nouveaux référentiels qu'elle aura approuvés.*" et le contenu effectif de ces prescriptions. A croire que le premier élan audacieux des évaluations complémentaires de sûreté s'est heurté au mur de l'intransigeance d'EDF et à l'incompréhension d'une nucléocratie qui reste persuadée de son infaillibilité.

L'enjeu présent est de dépasser cela pour garantir à tous la sûreté nucléaire à laquelle chacun a droit. Il est urgent que l'ASN dispose de nouvelles prérogatives afin de pouvoir affirmer ce qui est nécessaire et non subir ce que l'exploitant accepte de concéder.

Nous ne pouvons nous satisfaire de déclarations vagues telles que celles que l'on peut lire sur la page du site de l'ASN concernant les prescriptions complémentaires de juin 2012. Si c'est une bonne chose que les travaux aient déjà commencé pour certains exploitants, le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs regrette que "*Pour les mesures les plus complexes, dont les échéances sont les plus lointaines, les décisions imposent des mesures transitoires.*" Cette formulation est non seulement maladroite mais injustifiée dans la mesure où on ne peut transiger avec la sûreté, c'est à dire la protection de la Nature et de l'environnement, la garantie du droit de chacun à vivre dans un environnement sain non contaminé.

¹⁷ <http://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=JORFTEXT000025338573&dateTexte=&categorieLien=id>

¹⁸ <http://www.asn.fr/index.php/S-informer/Actualites/2012/Arrete-relatif-a-la-reglementation-technique-generale-applicable-aux-INB>

¹⁹ http://www.dissident-media.org/infonucleaire/surete_sene.html

Le paradoxe loin se refermer s'élargit. Aux grandes déclarations affichées sur le site de l'ASN,

En particulier, les exploitants vont devoir mettre en place un « noyau dur ». Ainsi, tous les sites devront disposer d'une organisation et de locaux de crise robustes résistant à la survenue d'un évènement de grande ampleur touchant plusieurs installations. Pour les centrales d'EDF, le «noyau dur» devra comprendre des moyens électriques bunkerisés qui doivent être en place partout avant 2018 ; dès la fin 2013, des groupes diesel de secours supplémentaires devront être installés.

Pour ce noyau dur, tous les exploitants doivent remettre le 30 juin 2012 un dossier détaillé présentant les matériels à ajouter et les échéances associées. L'ASN évaluera le contenu technique de ces dossiers, avec l'appui de l'IRSN, pour le début de l'année 2013.

correspondent des prescriptions au final imprécises pour ne pas dire évasives laissant une fois encore à l'exploitant la capacité de définir lui même ce qui est nécessaire pour répondre aux enjeux de sûreté²⁰.

Des décisions intéressantes mais imprécises et surtout trop favorables à l'appréciation de l'exploitant

[ECS-1] est commun à toutes les décisions adressées aux directions des CNPE. C'est aussi la décision la plus longue, la plus riche, mais surtout celle qui offre à l'exploitant la plus grande liberté pour concevoir et phaser les travaux nécessaires :

I. Avant le 30 juin 2012, l'exploitant proposera à l'ASN un noyau dur de dispositions matérielles et organisationnelles robustes visant, pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS, à :

- a) prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression,*
- b) limiter les rejets radioactifs massifs,*
- c) permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise.*

II. Dans le même délai, l'exploitant soumettra à l'ASN les exigences applicables à ce noyau dur. Afin de définir ces exigences, l'exploitant retient des marges significatives forfaitaires par rapport aux exigences applicables au 1^{er} janvier 2012. Les systèmes, structures et composants (SSC) faisant partie de ces dispositions doivent être maintenus fonctionnels, en particulier pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS. Ces SSC sont protégés des agressions internes et externes induites par ces situations extrêmes, par exemple : chutes de charges, chocs provenant d'autres composants et structures, incendies, explosions.

III. Pour ce noyau dur, l'exploitant met en place des SSC indépendants et diversifiés par rapport aux SSC existants afin de limiter les risques de mode commun. L'exploitant justifie le cas échéant le recours à des SSC non diversifiés ou existants.

IV. L'exploitant prend toutes les dispositions nécessaires pour assurer le caractère opérationnel de l'organisation et des moyens de crise en cas d'accident affectant tout ou partie des installations d'un même site.

A cet effet, l'exploitant inclut ces dispositions dans le noyau dur défini au I. de la présente prescription, et fixe en particulier, conformément au II de la présente prescription, des exigences relatives :

²⁰ Décision n°2012-DC-0288 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de PALUEL (Seine-Maritime) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n°103, 104, 114 et 115.

Art 2 : Avant le 30 juin 2012, l'exploitant remettra un projet de calendrier de mise en œuvre de toutes les mesures qu'il a prévues à la suite des évaluations complémentaires de sûreté, telles qu'elles figurent dans le rapport d'évaluation complémentaire de sûreté des installations mentionnées à l'article 1er au regard de l'accident de Fukushima et dans les courriers DPI/DIN/EM/MRC/PC-11/021 et DPI/DIN/EM/MRC/PC-11/022 susvisés, dans le respect des prescriptions fixées en annexe. Ce calendrier peut être commun à plusieurs sites. Il définira une date limite de réalisation pour chaque mesure et chaque réacteur.

Art 3 : Avant le 31 décembre 2013, l'exploitant remettra à l'ASN un bilan des enseignements qu'il tire de l'accident de Fukushima et en fera des propositions de prise en compte dans les référentiels de sûreté.

- aux **locaux de gestion des situations d'urgence**, pour qu'ils offrent une grande résistance aux agressions et qu'ils restent accessibles et habitables en permanence et pendant des crises de longue durée, y compris en cas de rejets radioactifs. Ces locaux devront permettre aux équipes de crise d'assurer le diagnostic de l'état des installations et le pilotage des moyens du noyau dur ;
- à la disponibilité et à l'opérabilité des **moyens mobiles indispensables à la gestion de crise** ;
- aux **moyens de communication indispensables à la gestion de crise**, comprenant notamment les moyens d'alerte et d'information des équipiers de crise et des pouvoirs publics et, s'ils s'avéraient nécessaires, les dispositifs d'alerte des populations en cas de déclenchement du plan particulier d'intervention en phase réflexe sur délégation du préfet ;
- à la **disponibilité des paramètres permettant de diagnostiquer l'état de l'installation**, ainsi que des mesures météorologiques et environnementales (radiologique et chimique, à l'intérieur et à l'extérieur des locaux de gestion des situations d'urgence) permettant d'évaluer et de prévoir l'impact radiologique sur les travailleurs et les populations ;
- aux **moyens de dosimétrie opérationnelle**, aux instruments de mesure pour la radioprotection et aux moyens de protection individuelle et collective. Ces moyens seront disponibles en quantité suffisante avant le 31 décembre 2012.

D'une certaine manière tout est dit dans cette longue décision. L'ASN définit clairement en trois points les objectifs des "noyaux durs" que l'on peut traduire de la manière suivante : d'abord prévenir à la source le risque d'accident par un renforcement significatif des équipements désormais désignés comme SSC ; ensuite, garantir le confinement de la radiotoxicité libérée en cas de défaillances de l'installation (manière de dire implicitement que la doctrine des 3 barrières n'est plus suffisante) ; enfin, assurer la possibilité d'une "reprise en main" de l'installation en situation accidentelle... ce qui n'a pas été possible à Fukushima²¹. Le problème est que l'ASN se limite à un rôle de contrôle des **exigences applicables à ce noyau dur** présentées par l'exploitant.

Une fois encore d'une intention intéressante on passe à une mise en œuvre tout au plus décevante du point de vue d'une association attachée à la surveillance citoyenne des installations nucléaires de sa région. En formulant ses prescriptions de la sorte, l'ASN non seulement laisse à l'exploitant la capacité de définir les mesures locales pour améliorer la sûreté des installations mais empêche tout débat réel sur les choix qui seront mis en œuvre. Il y a là un nouveau paradoxe entre une posture de transparence et l'effectivité d'un dispositif qui prive la société civile de la capacité de se prononcer sur la pertinence des mesures envisagées, d'éventuels oublis, voire même des refus de l'exploitant de réaliser des travaux qui seraient nécessaires.

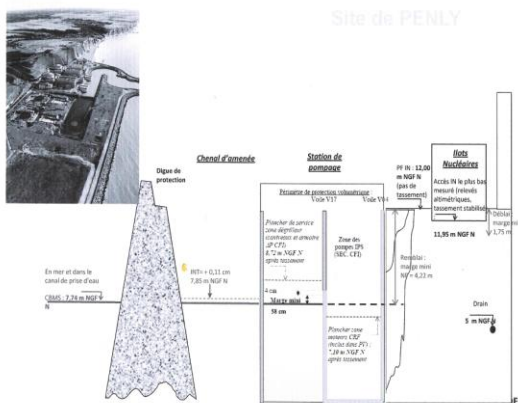
Les associations qui pourtant siègent dans des commissions locales, essaient de contribuer tant que faire ce peut à la réflexion sur la sûreté nucléaire et acceptent le dialogue avec un exploitant pas toujours bien disposé à leur égard devront elles encore et toujours se heurter au mur du secret industriel et à la loi d'airain du secret défense ?

Nous attendions à l'occasion de la mise en œuvre des évaluations complémentaires de sûreté un complet effort de transparence qui traduise en actes les principes énoncés par la loi du 13 juin 2006²². En guise d'information nous ne disposons aujourd'hui que d'intentions. Nous attendons encore les données qui puissent nous permettre d'exercer notre fonction de vigilance et de participer sur des bases solides au débat nécessaire sur l'arrêt du nucléaire.

²¹ <http://www.youtube.com/watch?v=tjEHCGUx9JQ>

²² <http://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=JORFTEXT000000819043>

[ECS-19]²³ et [ECS-20]²⁴, qui figurent l'une comme l'autre au nombre des prescriptions adressées aux CNPE de Paluel et de Penly, apportent cependant des informations précieuses qui viennent confirmer des intuitions formalisées depuis longtemps à la lecture des lettres de suite de l'Autorité de sûreté. Les modifications qu'elles préconisent sont en effet nécessaires. Une question se pose néanmoins. Pourquoi donc avoir attendu le drame de Fukushima pour écrire de telles prescriptions ? Ces travaux ne sont ils pas nécessaires quelque soit le contexte ? La redondance de l'instrumentation des fonds de cuve comme la diversification des modes d'alimentation électrique des capteurs sont une nécessité identifiée depuis TMI... la fusion du cœur étant le risque suprême qu'il convient d'éviter par tous les moyens y compris la mise à l'arrêt définitif d'un réacteur dont la cuve ne présente plus de garanties suffisantes de résistance. Quant à l'hydrogène chacun sait que c'est le talon d'Achille des réacteurs à eau.



D'autres prescriptions sont purement et simplement incompréhensibles de prime abord. Ainsi seul Penly est visé par la prescription [ECS-4]²⁵, Flamanville et Paluel n'étant concerné que par [ECS-6]²⁶. Sans une connaissance précise du CNPE, du site et de son environnement, d'aucuns pourraient passer à côté des informations proposées par l'ASN. Il faut aller creuser le rapport de décembre 2011 et les dossiers complémentaires de sûreté remis par l'exploitant pour "décoder" la prescription de l'Autorité de sûreté.

Les très faibles marges dont dispose le CNPE pour faire face non pas exactement à une inondation mais au risque de submersion marine et d'envoyage de la prise d'eau expliquent pourquoi Penly est l'objet d'une prescription supplémentaire qui ne touche ni sa grande sœur de Paluel ni sa jumelle de Flamanville. L'Autorité de sûreté aurait pu faire un effort de clarté qui explicite sa décision et la justifie par des arguments locaux et non une référence réglementaire obscure pour le plus grand nombre. Toujours est il que l'on comprend mieux ainsi compte tenu de l'importance des travaux à réaliser qu'un délai très favorable soit laissé à EDF... délais qui ignore manifestement que les risques se présentent dès aujourd'hui en raison de l'accumulation de granulats fins dans le chenal et des conséquences marines du changement climatique.

Changement climatique soit dit en passant qui est un grand absent des prescriptions pour nos centrales littorales. Si bien des choses sont dites sur les séismes, rien de très concret n'est proposé pour garantir la sûreté en cas d'effondrement de la falaise...

²³ concernant des moyens redondants permettant de détecter le percement de la cuve et dans l'enceinte des moyens redondants permettant de détecter la présence d'hydrogène

²⁴ portant sur les modifications à apporter permettant de mesurer d'une part, l'état de la piscine d'entreposage du combustible (température et niveau d'eau de la piscine de désactivation) et d'autre part, l'ambiance radiologique du hall du bâtiment combustible

²⁵][ECS-4] : L'exploitant réalise, avant le 31 décembre 2014, les travaux permettant de protéger les installations contre l'inondation, mentionnés dans la note E.TDOIL080038.G.susvisée.

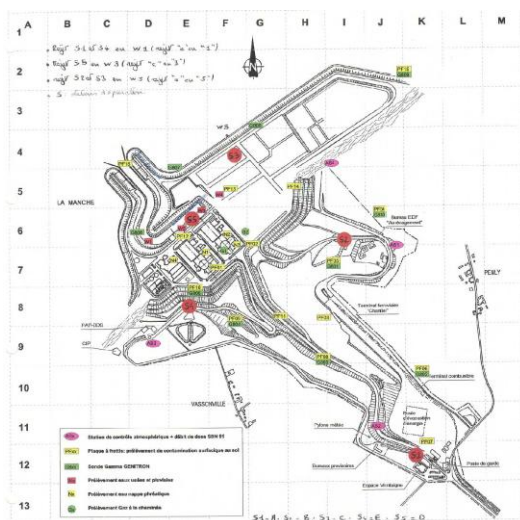
²⁶ [ECS-6] : Avant le 31 décembre 2013, l'exploitant présentera à l'ASN les modifications qu'il envisage en vue de renforcer, avant le 31 décembre 2016, la protection des installations contre le **risque d'inondation** au-delà du référentiel en vigueur au 1er janvier 2012, par exemple par le rehaussement de la protection volumétrique, en vue de se prémunir de la survenue de situations de perte totale de la source froide ou des alimentations électriques, pour les scénarios au-delà du dimensionnement, notamment :

- pluies majorées,
- inondation induite par la défaillance d'équipements internes au site sous l'effet d'un séisme.

Il faut dire que la référence réglementaire face au risque sismique est pour le moins obsolète après des années de débat entre l'exploitant, l'ASN, l'IRSN et le mouvement antinucléaire²⁷. La fameuse **règle fondamentale de sûreté I.3.b** citée par la prescription [ECS-8] date du 8 juin 1984... Le plus étonnant étant que cette prescription demande à l'exploitant en juin 2012 de vérifier "*la conformité de ses installations vis-à-vis des dispositions de la RFS I.3.b dont l'application est prévue par le rapport de sûreté*". Bien évidemment c'est à l'exploitant qu'il revient d'adresser à l'autorité de sûreté "*un bilan exhaustif de cet examen et des écarts corrigés, complété d'un plan d'actions listant pour les écarts résiduels les échéances de correction*." Vingt huit ans pour en arriver là. Et le débat continu sur la définition des séismes majorés de sûreté à l'occasion de la définition du cahier des charges des troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe.

Nous déplorons dès lors que les prescriptions complémentaires de juin 2012 sont moins une réponse aux faiblesses du parc nucléaire au regard de la catastrophe de Fukushima qu'un moyen pour l'ASN de rappeler à l'exploitant ce qu'il aurait du faire depuis déjà fort longtemps. Ne faut il pas voir là un aveu d'échec de la doctrine française de sûreté et des méthodes de contrôle ? A vouloir laisser l'exploitant résoudre les problèmes techniques, on voit bien qu'il ne réalise pas les opérations nécessaires, que les enjeux économiques l'emportent nettement sur les besoins de sûreté.

La prescription [ECS-27]²⁸ applicable à Paluel et Penly donne à voir les limites de la stratégie adoptée par l'ASN à l'opposée des intentions affichées. En effet, la construction, comme au Tricastin, d'une enceinte géotechnique est une vieille revendication des associations de protection de la Nature et de l'environnement au titre de la préservation des aquifères et du littoral. La contamination des eaux souterraines ne se limite pas au seul site de Fukushima. Toutes les CNPE perdent plus ou moins d'eau provoquant ainsi des pollutions des nappes phréatiques.



A Penly l'incident majeur du 5 avril 2012, des défaillances répétées du réacteur n°2 et des déficiences structurelles du confinement ont entraîné une pollution préoccupante de la nappe repérée dès octobre 2012. Quatre mois plus tard, l'exploitant est contraint de reconnaître la présence de doses élevées de tritium dans les eaux souterraines (piézomètre N2). Cet événement significatif n'était il pas l'occasion d'exiger la réalisation de travaux importants pour éviter la dispersion du tritium dans l'environnement ? En tout cas le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs regrette vivement que cela n'ait pas amené l'ASN à hâter la mise en œuvre des prescriptions complémentaires.

²⁷ <http://www.sortirdunucleaire.org/index.php?menu=sinformer&sousmenu=themas&soussousmenu=seismes2&page=index> ; http://www.dissident-media.org/infonucleaire/news_terre.html ; http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/La_surete_Nucleaire/risque_sismique_installations_nucleaires/Pages/sommaire.aspx

²⁸ [ECS-27] : I. Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant transmettra à l'ASN une étude de faisabilité en vue de la mise en place, ou de la rénovation, de dispositifs techniques, de type enceinte géotechnique ou d'effet équivalent, visant à s'opposer au transfert de contamination radioactive vers les eaux souterraines et, par écoulement souterrain, les eaux superficielles, en cas d'accident grave ayant conduit au percement de la cuve par le corium.
II. Avant le 30 juin 2013, l'exploitant remettra à l'ASN une mise à jour de la fiche hydrogéologique du site, regroupant les données géologiques et hydrogéologiques actuelles.

Globalement, les 32 décisions fixant chacune une trentaine de prescriptions complémentaires relatives aux centrales nucléaires d'EDF, aux installations d'AREVA et à certains réacteurs du CEA n'apportent rien de nouveau. On retrouve, formulés sous une autre forme, les préconisations envisagées dans le Rapport de décembre 2011 sur les évaluations complémentaires de sûreté²⁹ :

- mise en place dans le puits de cuve des moyens redondants permettant de détecter le percement de la cuve et dans l'enceinte des moyens redondants permettant de détecter la présence d'hydrogène.
- modifications en vue d'installer des dispositifs techniques de secours permettant d'évacuer durablement la puissance résiduelle du réacteur et de la piscine d'entreposage des combustibles en cas de perte de la source froide.
- mesurer d'une part, l'état de la piscine d'entreposage du combustible (température et niveau d'eau de la piscine de désactivation) et d'autre part, l'ambiance radiologique du hall du bâtiment combustible.
- réalisation, avant le 31 décembre 2014, de travaux permettant de protéger les installations contre l'inondation, et de garantir les installations contre le risque d'inondation au delà du référentiel en vigueur au 1er janvier 2012
- remises en conformité de la protection volumétrique des installations ;
- mise en place une organisation et des ressources permettant de faire face à l'isolement du site en cas d'inondation ;
- contrôle de la conformité de ses installations vis-à-vis de la réglementation en vigueur sur la nature, l'implantation et les conditions d'exploitation de l'instrumentation sismique ;
- adoption de dispositions nécessaires pour prévenir l'agression, par d'autres équipements, de matériels dont la disponibilité est requise par la démonstration de sûreté à la suite d'un séisme ;
- étude indiquant avant le 31 décembre 2013 le niveau de robustesse au séisme des digues et autres ouvrages de protection des installations contre l'inondation ;
- les modifications avant le 30 juin 2012, à apporter à ses installations visant à renforcer la prévention du risque de vidange accidentelle de la piscine du bâtiment combustible ; etc.
- modifications, avant le 30 juin 2013, de dispositifs assurant l'injection d'eau borée dans le coeur du réacteur en cas de perte totale d'alimentation électrique du site lorsque le circuit primaire est ouvert.
- modifications qu'il envisage en vue de l'installation, avant le 30 juin 2013, de dispositifs assurant l'injection d'eau borée dans le coeur du réacteur en cas de perte totale d'alimentation électrique du site lorsque le circuit primaire est ouvert.

Au total, l'Autorité de sûreté décline 36 prescriptions complémentaires proposées pour chaque CNPE. Si nous reconnaissons que "*les mesures prises vont conduire à un renforcement significatif des marges de sûreté au-delà de leur dimensionnement*", nous regrettons que leur mise en œuvre n'ait pas été présentée. On ne connaît ni le calendrier, ni le coût, ni le détail des travaux proposés par l'exploitant à l'avis de l'ASN. Comment ne pas considérer dès lors que les efforts de transparence et d'information réalisés au début des évaluations complémentaires ne sont plus à l'ordre du jour dès qu'il s'agit de passer aux choses concrètes ?

A croire que l'ASN a du mal à contraindre l'exploitant à traduire ses prescriptions en obligations effectives !

²⁹ <http://www.asn.fr/index.php/S-informer/Actualites/2012/Rapport-de-l-ASN-sur-les-evaluations-complementaires-de-surete-ECS>

C'est donc dans un climat de suspicion que s'ouvre la consultation proposé pour le "noyau dur" des centrales nucléaires³⁰. Il est très difficile pour la société civile de se prononcer sur un nouvel ensemble de prescriptions sans disposer du retour d'expérience de la mise en œuvre des prescriptions de juin 2012. Pour autant, le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs ne saurait déroger à la responsabilité qui est la sienne. L'obligation de subir le risque nucléaire nous donne le droit de contribuer à l'élaboration de règles de sureté qui admettent la responsabilité de l'exploitant et vise à une amélioration conséquente de la protection des personnels, de la population et de l'environnement... tant qu'une décision politique d'arrêt du nucléaire n'aura été prise.

Intéressons nous donc à ce que propose l'Autorité de sureté depuis le 18 novembre 2013. Une fois encore le site de l'ASN présente des déclarations d'intention bienvenues, intéressantes et adaptées :

*A partir des recommandations formulées par le GPR, l'ASN a élaboré des projets de décisions qui établissent des prescriptions complémentaires précisant certaines exigences relatives au « noyau dur » proposé par EDF pour ses centrales nucléaires. Elles ont notamment pour objectifs de préciser les éléments constituant ce « noyau dur ». **Celui-ci devra comprendre des dispositions pour prévenir un accident grave ainsi que des dispositions propres à limiter les conséquences d'un tel accident, pour le cas où il n'aurait pu être évité.** Les exigences élaborées par l'ASN précisent également les règles de conception à retenir pour les matériels du « noyau dur », notamment les risques extrêmes auxquels ces matériels doivent résister.*

Mais les mots employés ne sauraient abuser des observateurs attentifs du discours de l'Autorité de sureté. Si le 3 janvier 2012, le "noyau dur" était défini comme un ensemble de "dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes", en novembre 2013, il ne s'agit plus que de "dispositions pour prévenir un accident grave ainsi que des dispositions propres à limiter les conséquences d'un tel accident, pour le cas où il n'aurait pu être évité." La notion d'**accident grave** est venue remplacer celle plus globale de *situations extrêmes*...



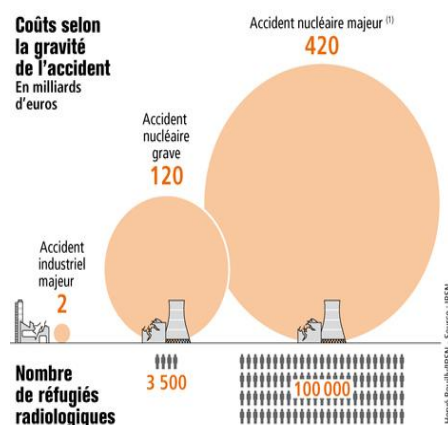
Or dans le vocabulaire de sureté, un **accident grave** a un sens bien précis comme le montre sommairement le schéma ci-dessus. Il s'agit sur l'échelle INES d'accidents de niveau 6 ou 7 uniquement³¹. Les accidents n'entraînant pas de risques importants à l'extérieur du site, c'est à dire de niveau 4 et 5, seraient ils ignorés par le dimensionnement du "noyau dur" ?

³⁰ <http://www.asn.fr/index.php/Consultations-du-public/Retour-d-experience-de-l-accident-de-Fukushima-Projets-de-decisions-de-l-ASN-relatives-aux-prescriptions-complementaires-applicables-a-EDF-pour-le-noyau-dur-des-centrales-nucleaires>

³¹ http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/La_surete_Nucleaire/echelle-ines/Pages/1-criteres-classement.aspx?dld=8a15297f-e5f9-42cd-9765-ed2049203773&dwld=a1de7c68-6d78-4537-9e6a-e2faebed3900

Or il apparaît clairement qu'à partir du niveau 3, un événement met en péril l'installation et l'environnement en raison d'une dégradation des lignes de défense en profondeur, c'est-à-dire des moyens successifs de protection (systèmes de sûreté, procédures, contrôles techniques...) mis en place afin de limiter les effets d'un incident ou accident et de garantir le confinement de la radioactivité. Dès que le circuit primaire est endommagé, que les capacités de contrôle et de refroidissement du coeur sont atteintes, que les barrières radiobiologiques ne sont plus garanties ne s'agit il pas de "situations extrêmes" ?

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs est très préoccupé par cette requalification des situations pour lesquelles le "noyau dur" est défini afin d'éviter une catastrophe nucléaire dont chacun connaît aujourd'hui le coût financier, environnemental et humain³².



L'enjeu essentiel n'est pas d'éviter qu'un "accident grave" survienne mais d'empêcher purement et simplement une perte de contrôle du réacteur qui pourrait aboutir à un accident majeur. Pour cela il n'y a d'autre solution que de concevoir un "noyau dur" qui garantisse la conduite d'une installation nucléaire en toute circonstance et permette l'évacuation de l'énergie résiduelle du coeur même en situation extrême... c'est à dire éviter la succession de défaillances qui a entraîné la catastrophe de Fukushima.

Le "noyau dur" ne saurait donc se résumer à des prescriptions techniques et organisationnelles. Il faut aujourd'hui en France, pays le plus nucléarisé au monde, un "noyau dur" de la doctrine de sûreté, à savoir un renforcement du niveau d'exigence en matière de sûreté qui ne laisse pas à l'exploitant la possibilité d'adapter des prescriptions à sa convenance. Sans cela la probabilité qu'un accident survienne continuera de croître, la disponibilité du parc encore en fonctionnement ne cessera de reculer... et au final le coût du nucléaire déjà exorbitant deviendra insupportable surtout si nous ne sommes pas capables de protéger nos contemporains et les générations futures de la catastrophe !

L'irresponsabilité d'hier nous impose aujourd'hui d'être enfin responsable !

Mais bon avant que cette réforme profonde de la doctrine de sûreté ne soit mise en œuvre, intéressons nous tout de même aux prescriptions de l'Autorité de sûreté pour "*prévenir un accident grave et limiter les conséquences d'un tel accident*".

³² http://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Communiqués_et_dossiers_de_presse/Pages/20130310-cout-accident-nucleaire-mise-au-point-IRSN.aspx ; http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/Les-accidents-nucleaires/cout-economique-accident/Pages/sommaire.aspx ; <http://groupes.sortirdunucleaire.org/2013-Cout-d-un-accident-nucleaire>

Tout d'abord, le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs tient à réitérer les remarques faites au sujet des prescriptions complémentaires de juin 2012. Nous regrettons ne de pas disposer de documents de synthèses par site et par rubrique qui permette de disposer d'une vision synthétique des nouvelles prescriptions pour le "noyau dur". Une fois encore l'information est diluée dans un trop grand nombre de pièces...

Nous concentrerons notre analyse sur les projets de décision concernant les CNPE de Paluel et de Penly :

- Décision n° 2013-DC-0XXX de l'Autorité de sûreté nucléaire du ZZ ZZZ 2013 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de PALUEL (Seine-Maritime) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription [ECS-1] de la décision n° 2012-DC-0288 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire
- Décision n°2013-DC-0XXX de l'Autorité de sûreté nucléaire du ZZ ZZZ 2013 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Penly (Seine-Maritime) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0289 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire

L'une comme l'autre commence par une suite de considérants globalement satisfaisante. La notion d'accident grave utilisée sur le site n'apparaît plus et le texte réaffirme les principes définis en 2011 :

Considérant que l'ASN a prescrit la mise en place d'un *noyau dur* de dispositions matérielles et organisationnelles robustes visant, pour **les situations extrêmes étudiées** dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté, à :

- prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression,
- limiter les rejets radioactifs massifs,
- permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise ;

Considérant que l'objectif de limitation des rejets radioactifs massifs s'applique à toutes les phases d'un accident ;

Considérant que, pour atteindre cet objectif, l'exploitant doit mettre en œuvre, autant que raisonnablement possible, les meilleures techniques disponibles pour la conception et la réalisation du *noyau dur* ;

Considérant que l'examen du dossier du 3 mai 2013 susvisé proposé par EDF a fait apparaître la nécessité de prescrire certaines exigences complémentaires pour la mise en place du *noyau dur* ;

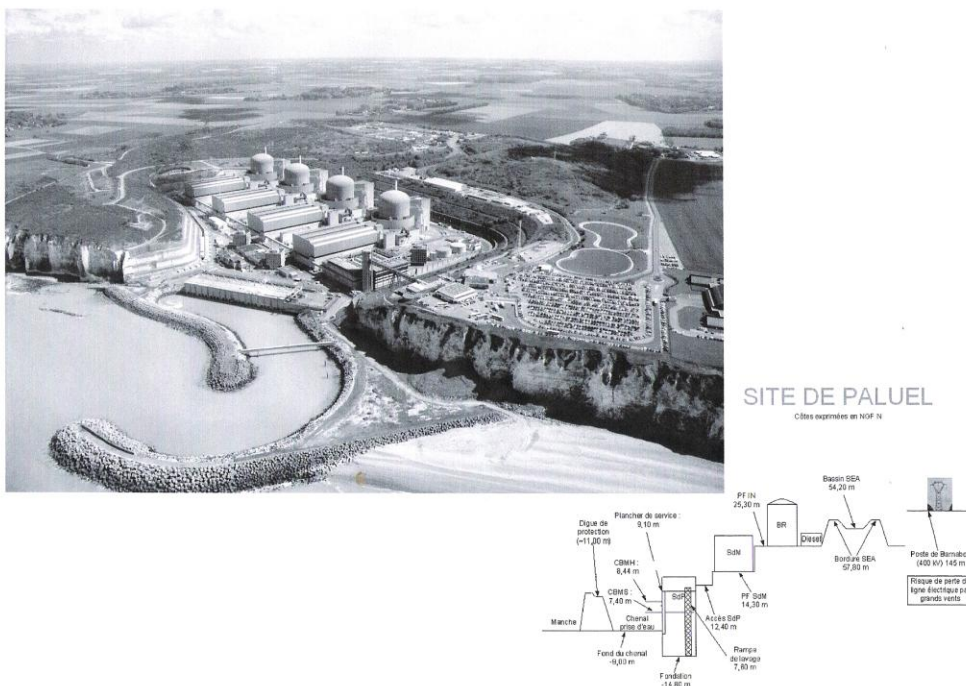
Nos seules réserves portent comme expliqué plus haut sur les délais et les prérogatives accordés à l'exploitant pour la conception et la réalisation du noyau dur. Nous aurions apprécié que le retour d'expérience des prescriptions de juin 2012 amène l'ASN à une plus grande ingérence dans la mise en œuvre de ses prescriptions afin d'en surveiller le respect.

Chapitre 1 : Généralités

Ce premier article a le mérite de préciser la prescription [ECS-1] vue précédemment. La définition de "situations noyau dur" est une bonne chose mais nous regrettons qu'elle ne prenne pas en compte un facteur de risque de plus en plus fréquent : la neige. L'expérience de mars 2013³³ impose de compter cet aléa parmi agressions naturelles externes. Paluel et Penly n'ont pas été épargnées par cette vague de froid et d'aucuns ont pu craindre des conséquences graves pour la sûreté.

³³ <http://basse-normandie.france3.fr/2013/04/06/nucleaire-des-maires-doutent-que-les-sites-de-la-manche-soient-prepares-la-neige-229693.html> ; <http://leblogdejeudi.fr/neige-sur-la-hague-et-flamanville-les-sites-nucleaires-de-la-manche-fragiles-et-mal-prepares/>

Un autre problème se pose. Nous regrettons le caractère généraliste de la définition du "noyau dur". Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs attendait que l'Autorité de sureté, à la lumière des informations livrées par l'exploitant depuis le début des évaluations complémentaires, propose une définition spécifique pour chaque INB qui tienne compte de l'état des équipements, du vieillissement global de l'installation et des aléas particuliers qui peuvent mettre en péril l'exploitation.



Dans le cas du CNPE de Paluel, nous regrettons que rien ne soit dit sur le substrat géologique sur lequel sont édifiés les réacteurs, sur les risques spécifiques de remontée des eaux souterraines par les Karst, sur la nécessité de garantir l'intégrité des bâtiments réacteurs et des équipements d'alimentation en source froide.

[ECS-ND1]

Nous sommes heureux d'apprendre que le noyau dur a pour fonction de prévenir une fusion du cœur. Il faut dire qu'un tel événement et un percement de la cuve peuvent être considérés comme une situation extrême. Pour autant pourquoi limiter la fonction du noyau dur aux seules situations noyau dur. Serait ce reconnaître que le dimensionnement des équipements sous pression en service est largement insuffisant ?

Nous nous étonnons cependant que les prescriptions concernant le "noyau dur" ne se distinguent guère des solutions et équipements existants déjà dans les bâtiments réacteurs pour garantir l'intégrité du circuit primaire.

Pour le refroidissement du cœur et l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur lorsque le circuit primaire est pressurisable, le noyau dur permet des stratégies de conduite privilégiant le refroidissement par les circuits secondaires en conservant l'intégrité du circuit primaire principal.

II. Pour limiter les rejets radioactifs massifs en situations noyau dur, le noyau dur permet l'isolement de l'enceinte de confinement et la prévention des situations de bipasse de la troisième barrière. Le noyau dur vise à préserver l'intégrité de cette barrière sans ouverture du dispositif d'éventage de l'enceinte de confinement.

Nous avons à faire à une démarche de renforcement et non pas à une mise en œuvre de solutions nouvelles. Le "noyau dur" n'est donc pas si complémentaire. Tout au plus c'est une démarche pour inciter l'exploitant à reconsidérer les caractéristiques et le fonctionnement des équipements sous pression qui garantissent déjà la sûreté de l'installation.

[ECS-ND2]

Cette deuxième prescription tient en deux lignes. "*Le noyau dur permet d'éviter le dénoyage des assemblages combustibles dans les piscines d'entreposage et les compartiments de manutention des assemblages combustibles, pour les situations noyau dur.*" Si cela représente un authentique enjeu de sûreté, force est de reconnaître que la proposition de l'Autorité de sûreté se distingue par sa généralité et l'absence de préconisations effectives qu'il revient à l'exploitant de mettre en œuvre rapidement.

Une certaine redondance nous apparaît. Cette prescription de novembre 2013 reprend un objectif affiché par des prescriptions complémentaires de juin 2012 :

[ECS-20] : I. Avant le 30 juin 2012, l'exploitant présentera à l'ASN les modifications à apporter permettant de mesurer d'une part, l'état de la piscine d'entreposage du combustible (température et niveau d'eau de la piscine de désactivation) et d'autre part, l'ambiance radiologique du hall du bâtiment combustible.

II. Dans l'attente de leur mise en œuvre :

- Au plus tard le 31 décembre 2012, l'exploitant met à disposition de son organisation nationale de crise des abaques donnant, en fonction de la puissance résiduelle du combustible entreposé dans la piscine de désactivation, les délais d'atteinte de l'ébullition en cas de perte totale du refroidissement.
- Au plus tard le 31 décembre 2013, l'exploitant rend disponible la mesure de niveau en cas de perte totale des alimentations électriques.

[ECS-22] : Avant le 30 juin 2012, l'exploitant présentera à l'ASN les modifications à apporter à ses installations visant à renforcer la prévention du risque de vidange accidentelle de la piscine du bâtiment combustible :

- dispositions permettant d'éviter une vidange complète et rapide par siphonnage de la piscine en cas de rupture d'une tuyauterie connectée
- automatisation de l'isolement de la ligne d'aspiration du circuit de refroidissement;

Les dispositions permettant d'éviter une vidange complète et rapide par siphonnage de la piscine en cas de rupture d'une tuyauterie connectée seront réalisées avant fin mars 2014. L'automatisation de l'isolement de la ligne d'aspiration du circuit de refroidissement sera réalisée avant le 31 décembre 2016.

[ECS-23] : Avant le 30 juin 2012, l'exploitant remettra à l'ASN une étude des dispositions envisageables, en cas de perte totale des alimentations électriques et de vidange accidentelle, pour mettre en position sûre un assemblage de combustible en cours de manutention dans le bâtiment combustible avant que les conditions d'ambiance ne permettent plus d'accéder aux locaux.

[ECS-24] : Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant remettra à l'ASN une étude de l'évolution temporelle du comportement du combustible et de l'eau présents dans la piscine de désactivation du combustible dans des situations de vidange et de perte de refroidissement.

L'exploitant y évalue notamment l'ambiance radiologique en situation d'ébullition de la piscine ainsi que les concentrations d'hydrogène par radiolyse potentiellement atteintes en situation de perte de la ventilation du hall du bâtiment combustible. A cette échéance, l'exploitant propose, en les justifiant, les dispositions pouvant être mises en œuvre.

[ECS-25] : I. Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant remettra à l'ASN une étude des modifications matérielles ou des conditions d'exploitation envisageables pour prévenir le dénoyage des assemblages

en cours de manutention, résultant d'une brèche du tube de transfert situé entre les piscines des bâtiments réacteur et combustible ou des tuyauteries de vidanges des compartiments.

II. Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant présentera à l'ASN des modifications matérielles ou des conditions d'exploitation envisageables pour prévenir, avant le 30 juin 2013, la perte rapide d'inventaire en eau au-dessus des assemblages entreposés, résultant d'une brèche du tube de transfert situé entre les piscines des bâtiments réacteur et combustible ou les tuyauteries de vidanges des compartiments.

Serait ce que ces prescriptions n'ont pas été prises en compte par l'exploitant et qu'il était nécessaire pour l'Autorité de sûreté de les réaffirmer ?

[ECS-ND3]

Il en va de même pour cette prescription portant sur l'instrumentation qui permet de mesurer les paramètres d'état de la chaudière et des piscines nécessaires à la gestion des *situations noyau dur* en diagnostiquant l'état des barrières de confinement, y compris les circuits d'extension de la troisième barrière de confinement dont la surveillance est nécessaire.

Ces prescriptions ont un air de déjà-vu...

[ECS-19] : I. Au plus tôt compte tenu des contraintes de déploiement sur le parc et, en tout état de cause, avant le 31 décembre 2017, l'exploitant met en place dans le puits de cuve des moyens redondants permettant de détecter le percement de la cuve et dans l'enceinte des moyens redondants permettant de détecter la présence d'hydrogène.

Une instrumentation permet de signaler en salle de commande le percement de la cuve par le corium.

II. Avant le 31 décembre 2013, l'exploitant proposera à l'ASN les exigences définitives pour ces dispositions et leur appartenance éventuelle au noyau dur.

Mais à la différence de la prescription précédente, cette dernière vient appuyer des prises de positions de l'ASN déjà nombreuses. Manifestement l'Autorité de sûreté est très préoccupée par la disponibilité des équipements de détection chimique et radiologique. De nombreuses inspections à Paluel comme à Penly portent sur cet enjeu de sûreté. L'Inspection n° INSSN-CAE-2013-282 du 8 octobre 2013³⁴, à Paluel, montre que l'ASN est soucieuse de vérifier des instruments de mesures au coeur de l'installation. L'Inspection n° INSSN-CAE-2013-0294 du 26 septembre 2013 a mis en évidence à Penly des problèmes relatifs à l'organisation mise en œuvre sur le site pour le suivi et la surveillance de la maîtrise de la réactivité et de la puissance du coeur des réacteurs³⁵. L'Inspection n° INSSN-CAE-2013-0781 du 10 septembre 2013 a quant à elle prescrit que le CNPE doit renforcer le contrôle de la réalisation des essais périodiques des chaînes KRT et justifier la méthode de calcul retenue pour le calcul quotidien du bilan global des fuites de chaque circuit primaire. L'Inspection n° INSSN-CAE-2013-0780 du 9 juillet 2013, cette fois ci à Paluel, déplore un défaut d'alimentation du boromètre. Le courrier de position CODEP-DCN-2013-028195 du 10 juin 2013³⁶ est plus précis encore. Il met en cause la fiabilité et la disponibilité en situation accidentelle des mesures transmises par les chaînes KRT-CHFG reconnues par l'exploitant (absence de joints au plomb dans les connecteurs et desserrage complet ou partiel de ces mêmes connecteurs). Somme toute il existe bel et bien dans les centrales un défaut majeur d'informations...

³⁴ <http://www.asn.fr/index.php/L-ASN-en-region/Division-de-Caen/Centrales-nucleaires/Centrale-nucleaire-de-Paluel/Lettres-de-suite-d-inspection>

³⁵ <http://www.asn.fr/index.php/L-ASN-en-region/Division-de-Caen/Centrales-nucleaires/Centrale-nucleaire-de-Penly/Lettres-de-suite-d-inspection>

³⁶ <http://www.asn.fr/index.php/L-ASN-en-region/Division-de-Caen/Centrales-nucleaires/Centrale-nucleaire-de-Paluel/Courriers-de-position>

Une nouvelle fois preuve est faite. Les évaluations complémentaires de sûreté et les prescriptions qui en découlent au prétexte d'apporter des réponses aux problèmes de sûreté révélés par la catastrophe de Fukushima ne font que rappeler à l'exploitant l'urgente nécessité de revoir ses équipements et ses pratiques qui n'auraient pas permis de faire face à un processus accidentel aussi puissant que celui survenu le 11 mars 2011.

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs attendait de la part de l'Autorité de sûreté une autre posture. Il n'est pas besoin d'invoquer un événement extraordinaire pour justifier l'urgence de mesures correctives qui ne font que répondre aux exigences de sûreté les plus élémentaires. Pour les agents de la conduite, disposer en permanence de toutes les informations sur la situation du circuit primaire en particulier dans des circonstances exceptionnelles est un besoin impérieux et permanent.

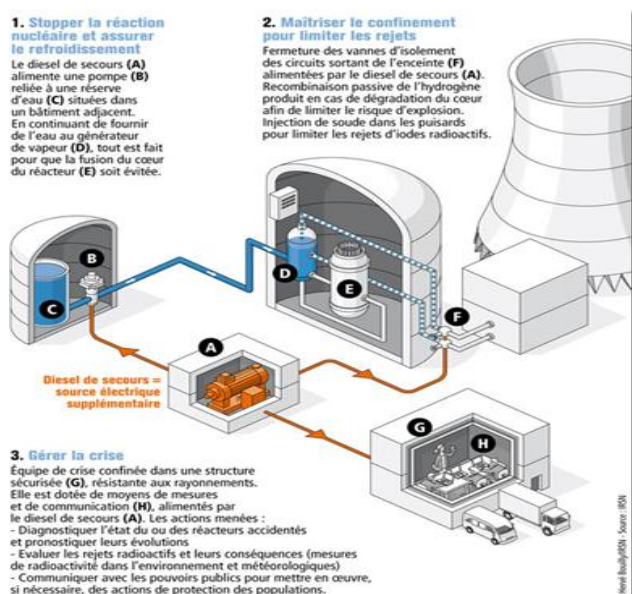
[ECS-ND4]

"Le *noyau dur* comprend un système de contrôle commande et une distribution électrique aussi indépendants que possible des moyens existant à la date où les évaluations complémentaires de sûreté imposées par la décision du 5 mai 2011 susvisée ont été engagées, sauf pour les cas où cette indépendance est une source de moindre fiabilité du *noyau dur*."

Voilà de nouveau une prescription impérative au vu de ce qui s'est passé à Fukushima. Il conviendrait en France que les agents ne soient pas contraints d'aller démonter des batteries sur des véhicules parkés à proximité de l'installation pour rétablir l'alimentation électrique de la conduite et de quelques vannes sur le circuit primaire...

Or force est de reconnaître que peu a été fait depuis mai 2011 à ce sujet alors que la mise en œuvre de tels équipements est au cœur des prescriptions complémentaires. La prescription [ECS-18] recommande non seulement une augmentation de l'autonomie des batteries en cas de perte d'alimentation électrique mais aussi :

"*Au plus tôt compte tenu des contraintes de déploiement sur le parc et, en tout état de cause, avant le 31 décembre 2018, l'exploitant met en place, sur chacun des réacteurs du site, un moyen d'alimentation électrique supplémentaire permettant notamment d'alimenter, en cas de perte des autres alimentations électriques externes et internes, les systèmes et composants appartenant au noyau dur objet de la prescription [ECS-1] ci-dessus.*"



La mise en service d'une alimentation électrique d'ultime secours mentionnés à l'alinéa II de la prescription [ECS-18] seule peut garantir l'opérationnalité des moyens de crise définis au IV de la prescription [ECS-1]. Il s'agit en particulier comme le donne à voir ce schéma de l'IRSN de diesels d'ultime secours (DUS) qui viendraient suppléer à une défaillance des sources internes et externes. Mais encore faudrait il que ces équipements soient dotés d'un dispositif de démarrage immédiat "temps zéro" pour éviter toute perte d'alimentation électrique fut elle breve.

Dans un courrier adressé à M. le Président de la Commission locale d'information auprès des centrales de Paluel et de Penly, Alban Verbecke, directeur du CNPE de Penly, déclare le 13 juillet 2012, en réponse à une question posée³⁷ :

Quelles seraient les conséquences d'un incident qui interviendrait sur les lignes THT alimentant la centrale ?

Le rôle de la distribution électrique est d'alimenter les auxiliaires nécessaires au fonctionnement de la tranche (fonctionnement normal, incidentel et accidentel). Afin de répondre aux exigences de sûreté, les auxiliaires de tranche peuvent être alimentés électriquement par cinq sources différentes (une seule nécessaire et utilisée à un instant donné) :

- *deux alimentations électriques externes par réacteur (réseau électrique principal par le transformateur de soutirage, réseau électrique auxiliaire par le transformateur auxiliaire),*
- *deux alimentations de secours par réacteur (deux groupes électrogènes diésels),*
- *une alimentation de secours complémentaire par site (turbine à combustion)*
- *Cette grande redondance et diversification des sources électriques répond à la logique de **défense en profondeur** qui structure toute la démarche de la sûreté nucléaire. Dans le cas présent, cette logique se traduit par la mise en œuvre de lignes de défense successives suivantes :*
 - *en cas de fonctionnement normal du réseau électrique externe principal, le réacteur utilise cette source,*
 - *sur certains cas de défaillance du réseau électrique externe principal, si le réacteur est en puissance, il tente automatiquement un passage en îlotage (production de l'électricité dont il a besoin par son propre groupe turboalternateur GTA), en cas d'échec de, l'îlotage, ou impossibilité de le réaliser, la tranche initie un basculement du réseau externe principal vers le réseau externe auxiliaire (basculement TS/TA). Un arrêt automatique du réacteur intervient alors s'il était préalablement en puissance,*
 - *en cas d'échec de ce basculement, la tranche se trouve en situation de perte totale des alimentations électriques externes (PTAEE). Dans ce cas, l'alimentation électrique peut être assurée par l'un ou l'autre des deux groupes électrogènes diésels, un seul des deux étant suffisant,*
 - *en cas de perte cumulée des deux sources électriques externes et deux groupes électrogènes diésels, l'alimentation électrique peut encore être assurée par une turbine à combustion (une par site) ou par un diésel d'une autre tranche.*

La direction du CNPE de Paluel répond de manière exactement identique dans un courrier en date du 2 août 2012,. Les deux CNPE proposent deux documents comparables et développent les mêmes arguments ignorants les nouvelles approches de la sûreté définies dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté. Ils en restent aux principes classiques de la sûreté et ignorent la notion même de noyau dur³⁸. Ignorent ils alors les prescriptions de l'ASN selon lesquels : "*Pour les centrales d'EDF, le « noyau dur » devra comprendre des moyens électriques bunkerisés qui doivent être en place partout avant 2018 ; dès la fin 2013, des groupes diesel de secours supplémentaires devront être installés*³⁹" ?

³⁷ document annexé à la contribution

³⁸ La réglementation française sur la sûreté nucléaire prévoit que les installations nucléaires sont conçues, construites et exploitées pour faire face à un certain niveau de risque, sans que la sûreté soit mise en cause. Ces risques comprennent notamment les agressions naturelles telles que le séisme et l'inondation. Par ailleurs, elle impose la mise en place d'un dispositif de « défense en profondeur » qui consiste en un ensemble de dispositions (automatismes, systèmes ou procédures) redondantes et diversifiées permettant de prévenir les accidents, de les maîtriser s'ils n'ont pu être évités ou, à défaut, d'en limiter les conséquences. Ces dispositions sont contrôlées régulièrement et réévaluées systématiquement à l'occasion des réexamens de sûreté décennaux institués par l'article 29 de la loi du 13 juin 2006.

³⁹ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete/Decisions-2012-de-l-ASN-Prescriptions-complementaires>

Toujours est il que nous disposons aujourd'hui d'aucune information sur la mise en œuvre des prescriptions relatives aux alimentations électriques de secours pour faire face à une SND alors que l'année 2013 touche à sa fin. Nous savons seulement que l'IRSN et l'ASN ont formulé des réserves non négligeables au projet de modification déclaré par EDF relative à la réalimentation électrique des armoires LLS et des mesures de niveau dans la piscine de désactivation situé dans le bâtiment combustible (piscine BK)⁴⁰. L'IRSN exprime des réserves au sujet de la conduite prévue par EDF en situation H 3 lorsque le RRA n'est pas connecté. L'ASN quant à elle a repéré un risque d'aspiration des fumées du diésel par le circuit de ventilation générale du bâtiment des auxiliaires nucléaires (DVN) pour le palier P'4, c'est à dire celui de Penly.

D'aucuns peuvent douter que l'exploitant n'ait pas à ce jour apporté de réponses satisfaisantes aux remarques de l'Institut et de l'Autorité de sureté... qu'une fois encore les travaux prennent du retard et que la calendrier ne sera pas tenu. Cela d'autant plus qu'il semblerait qu'EDF ait quelques difficultés à trouver des groupes électrogènes diésels satisfaisant au nouveau référentiel de sureté à en croire le courrier de position CODEP-DCN-2012-022924 concernant le chantier de l'EPR de Flamanville :

Il ressort de cette inspection que, malgré la mise en place par EDF et le fabricant d'un système visant à appliquer les dispositions de l'arrêté cité en référence, la mise en œuvre de ce système est largement perfectible, notamment sur les activités liées à la fabrication des moteurs des diesels d'ultime secours.

En effet, la fabrication des moteurs des diesels d'ultime secours a été engagée sans que l'identification des activités concernées par la qualité et les exigences définies qui en découlent conformément aux articles 2.1 et 6 de l'arrêté en référence ne soient validées par EDF. La fabrication des moteurs des diesels d'ultime secours est à ce jour terminée alors que les spécifications relatives à la fabrication de ces moteurs n'ont pas été validées par EDF et que la fabrication n'a pas été réalisée conformément aux exigences notifiées par EDF dans les contrats, ne répondant ainsi pas aux exigences des articles 6 et 10 de l'arrêté en référence. Les premières fiches de non-conformité ont été ouvertes par EDF sur l'ensemble de ces sujets en décembre 2011, alors que les premières difficultés sont apparues en 2008. Enfin, EDF n'a pas réalisé de surveillance en usine de la fabrication de ces moteurs, ne répondant ainsi pas aux exigences de l'article 4 de l'arrêté en référence.

Vu l'ensemble des ces écarts, l'ASN considère que la qualité de ces équipements en rapport avec leur importance pour la sûreté nucléaire n'est à ce jour pas acquise.

Cela en dit long sur l'état de l'industrie nucléaire en France et plus encore sur la capacité d'EDF à répondre aux prescriptions de l'Autorité de sureté de manière satisfaisante et dans des délais raisonnables. Non seulement EDF est incapable de se soumettre à la réglementation en vigueur mais ses propositions sont de plus en plus souvent contestées par les instances chargées de les valider. On pourrait aussi déplorer le refus d'EDF d'entendre les avis de la société civile...

En effet les associations siégeant dans les commissions locales d'information auprès des centrales du littoral normand ont toutes considérées que le plus prudent était d'installer les diésels d'ultime secours sur les têtes de falaise au dessus des réacteurs. Cela aurait évité les problèmes posés par l'aménagement des toitures des BAN. Reste le principal problème... EDF consentira t elle à investir les sommes nécessaires pour disposer de diésels qui correspondent à la réglementation ?

⁴⁰ Courrier de l'ASN du 29 mars 2013 sur la modification « PNPP 2/3682 – Réalimentations électriques post-Fukushima par groupe électrogène de l'armoire LLS et mesures de niveau BK », Paliers P4 et P'4 – 1300 MWe - EDF :

<http://asn.fr/index.php/content/view/full/142232>

Avis de l'IRSN en date du 29 mars 2013 : www.irsn.fr/FR/expertise/avis/Documents/AVIS-IRSN-2013-00118.pdf

[ECS-ND5]

Cette prescription précise la définition des systèmes, structures et composants (SSC) permettant d'assurer la sûreté de l'installation en situation noyau dur. Elle vient compléter les alinéas II et III de la prescription [ECS-1] :

II. Dans le même délai, l'exploitant soumettra à l'ASN les exigences applicables à ce noyau dur. Afin de définir ces exigences, l'exploitant retient des marges significatives forfaitaires par rapport aux exigences applicables au 1er janvier 2012. Les systèmes, structures et composants (SSC) faisant partie de ces dispositions doivent être maintenus fonctionnels, en particulier pour les situations extrêmes étudiées dans le cadre des ECS. Ces SSC sont protégés des agressions internes et externes induites par ces situations extrêmes, par exemple : chutes de charges, chocs provenant d'autres composants et structures, incendies, explosions.

*III. Pour ce noyau dur, l'exploitant met en place des SSC **indépendants et diversifiés par rapport aux SSC existants** afin de limiter les risques de mode commun. L'exploitant justifie le cas échéant le recours à des SSC non diversifiés ou existants.*

Ainsi les prescriptions complémentaires de juin 2012 relèvent significativement le dimensionnement exigible pour les équipements classés jusque là comme matériels importants pour la sûreté (IPS) et matériels importants pour la sûreté non classés (IPS-NC). L'ASN, un fois encore saisit l'opportunité offerte par la catastrophe de Fukushima, pour réaliser une refonte profonde de la réglementation en vigueur. C'est en particulier le cas pour les réacteurs des paliers P4 et P'4 pour lesquels l'IRSN proposait depuis 2010 "une révision des règles de classement des matériels importants pour la sûreté - non classés de sûreté - (IPS-NC) sur le palier 1300 MWe, avec l'objectif de les clarifier et d'assurer une cohérence avec les règles en vigueur sur le palier N4⁴¹."

Cela peut sembler très procédurier voire obscure. Il n'en est rien. En rassemblant dans une même catégorie des équipements sujets jusque là à des réglementations distinctes, l'Autorité de sûreté apporte une réponse concrète à des problèmes qu'elle était dans l'incapacité de résoudre jusque là. En effet il est apparu à l'issue du grave incident survenu le 05 avril 2012 à Penly que les moteurs des motopompes primaires, non classés jusque là, n'étaient pas l'objet d'un programme de surveillance et de maintenance aussi rigoureux que d'autres matériels. Et cela alors que cet équipement contribue de manière évidente à la sûreté de l'installation puisque sa défaillance entraîne automatiquement un arrêt d'urgence. Le classement du moteur comme SSC lève toute ambiguïté et impose désormais à l'exploitant de veiller à son entretien rigoureux et constant... Tout du moins nous l'espérons !

Les prescriptions "noyau dur" s'inscrivent ainsi dans la continuité de la réflexion relative aux règles applicables aux **installations nucléaires de base** pour la maîtrise des risques d'incendie⁴². L'enjeu n'est autre que d'amener l'exploitant à veiller plus scrupuleusement au bon état de l'installation et à la disponibilité en toute circonstance de l'ensemble des éléments importants pour la protection (EIP) définis par l'arrêté du 7 février 2012.

Les SSC constituant ce noyau dur sont des éléments importants pour la protection (EIP). Les fonctions du noyau dur sont assurées par des SSC ayant fait l'objet de la qualification décrite au II de l'article 2.5.1 de l'arrêté du 7 février 2012 susvisé pour les situations noyau dur.

⁴¹ http://www.irsn.fr/FR/expertise/rapports_gp/Documents/Reacteurs/IRSN_SyntheseRapport_GPR_VD3_1300Mwe_20052010.pdf

⁴² <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/La-reglementation/Consultations-du-public/Archives-des-consultations-du-public/Projet-de-decision-de-l-ASN-relative-aux-regles-applicables-aux-INSB-pour-la-maitrise-des-risques-d-incendie>

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs reconnaît les efforts déployés par l'Autorité de sûreté pour intégrer des retours d'expériences peu élogieux pour l'exploitant à la définition et la qualification des SSC. L'attention portée aux points de raccordement sur les SSC fixes de l'installation des moyens mobiles prévus pour la gestion des situations noyau dur ne nous surprend pas. En effet lors d'une inspection à Paluel, Alain Corrêa a pu constater avec les inspecteurs de l'ASN les difficultés pour les agents d'EDF de connecter sur le circuit pneumatique du bâtiment réacteur des moyens auxiliaires mobiles indispensable en cas de fuite importante sur ce circuit... de fréon bien entendu !

Cependant nous regrettons que la rédaction de cette prescription ne formule pas clairement des propositions qui définissent les capacités de contrôle de l'Autorité de sûreté de la conception, de la qualification et de la fabrication des SSC⁴³. Sans un travail en amont, il y a fort à craindre que les *conditions économiquement acceptables* au sens où l'entend l'exploitant aboutissent à l'assemblage d'éléments défectueux voire défaillants... en atteste les vicissitudes du chantier EPR à Flamanville.

[ECS-ND6]

Prescription qui ne figure pas dans les projets de décision concernant les CNPE de Paluel et de Penly.

[ECS-ND7]

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs constate avec intérêt que l'Autorité de sûreté relève notoirement ses attentes au regard des aléas sismiques :

L'aléa sismique, à prendre en compte pour les SSC du noyau dur, défini par un spectre de réponse, doit :

- être enveloppe du séisme majoré de sécurité (SMS) de site, majoré de 50% ;
 - être enveloppe des spectres de site définis de manière probabiliste avec une période de retour de 20000 ans ;
 - prendre en compte pour sa définition, les effets de site particuliers et notamment la nature des sols.
- Pour les SSC nouveaux du noyau dur, l'exploitant retient un spectre majoré par rapport au spectre de réponse défini ci-dessus.*

Il s'agit pour nous d'une réponse claire aux remarques formulées par l'IRSN dans le rapport publié en décembre 2011 intitulé Evaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima : comportement des installations nucléaires françaises en cas de situations extrêmes et pertinence des propositions d'améliorations⁴⁴.

Tout en soulignant la difficulté de mener à bien cet exercice dans les délais impartis, l'IRSN constate que les incertitudes, concernant la caractérisation des mouvements sismiques à retenir dans le cadre des ECS et le caractère simplifié des démarches proposées pour apprécier le comportement sismique des installations, ne permettent pas d'évaluer, avec un degré de confiance suffisant, la robustesse de chacune des installations. Notamment, le caractère simplificateur des méthodes proposées n'autorise pas à considérer les valeurs des facteurs de marge globaux mis en avant par les exploitants comme représentant de façon fiable la robustesse des installations en cas de séisme. Pour pouvoir juger de la robustesse effective, il aurait fallu pouvoir identifier les éléments les plus faibles qui tendent à limiter la robustesse de l'installation, ce qui n'était pas compatible avec les délais impartis aux ECS. [p 5/14]

Il convenait donc de revoir la définition du SMS et plus globalement le dimensionnement des installations face au risque sismique. Nous attendons à présent que l'Autorité de sûreté poursuive cette mise à jour des normes et règlement en modifiant la fameuse RFS 2001-01.

⁴³ voir la prescription [ECS-ND8] qui envisage cette possibilité implicitement.

⁴⁴ http://www.irsn.fr/fr/expertise/rapports_gp/documents/irsn-synthese-rapport-ecs_112011.pdf

Cette réévaluation par l'Autorité de sûreté de l'aléa sismique est particulièrement importante pour le CNPE de Paluel. En effet le dossier communiqué par EDF à l'ASN à l'occasion des évaluations complémentaires de sûreté⁴⁵ donne des informations qui ne correspondent pas aux évaluations de l'IRSN⁴⁶.

En s'appuyant sur le fait que, pour une zone sismotectonique, les séismes localisés dans cette zone sont susceptibles de se produire en tous points de la zone, l'étape suivante consiste à translater virtuellement les séismes les plus importants de chaque zone (celle qui contient le site considéré et celles qui lui sont adjacentes) au plus près du site. Pour la zone qui contient le site, cela revient à placer le séisme le plus important sous le site ; pour les zones adjacentes, cela conduit à translater les séismes à la limite de la zone, au plus près du site. La figure 2 montre un exemple de ces déplacements pour le site nucléaire de Paluel.

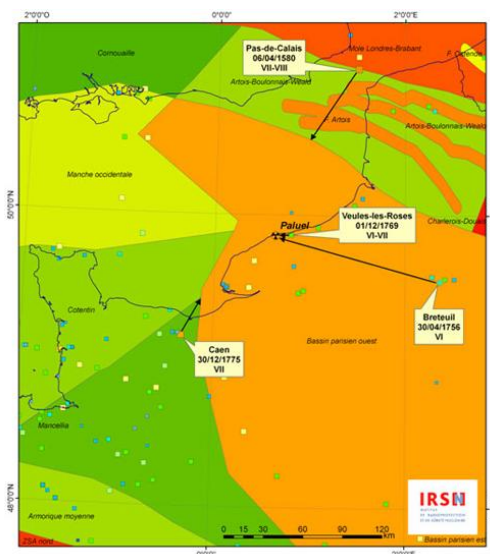


Figure 2 : Identification des séismes susceptibles de produire les effets les plus forts sur le Centre Nucléaire de Production Electrique de Paluel. Dans chaque zone sismotectonique, une hypothèse est faite : les séismes passés pourraient se reproduire dans leur zone d'appartenance et, dans une démarche « conservative » de sûreté, les épicentres sont déplacés (flèches rouges) dans la position la plus pénalisante pour le site. Par exemple, les séismes de Veules-les-Roses (1769) et de Breteuil (1756), survenus dans la même zone que le site, sont déplacés « sous » celui-ci, tandis que les séismes du Pas-de-Calais (1580) ou de Caen (1775), survenus dans une zone voisine, sont rapprochés à environ 75 km du site.

Les séismes les plus proches sont tout simplement sous évalués et les plus lointain n'ont pas été pris en compte par l'exploitant. Le SMS (5.3) comme le SMHV (4.8) sont manifestement sous-estimés à la lumière des informations géologiques disponibles présentées en première partie.

Ces évaluations minorées des risques impacte concrètement le dimensionnement des capacités des installations à faire face à une agression extérieure de type sismique. D'autant plus que l'on peut s'étonner des errements d'EDF au cours de la construction de Paluel pour définir le fameux séisme de dimensionnement (SDD) sensé définir la résistance des bâtis et des équipements à une secousse sismique :

⁴⁵ <http://www.asn.fr/sites/rapports-exploitants-ecs/EDF/paluel/sources/indexPop.htm>

⁴⁶ IRSN, Evaluation de l'aléa sismique: La réglementation applicable aux sites nucléaires français : http://www.irsn.fr/FR/base_de_connaissances/Installations_nucleaires/La_surete_Nucleaire/risque_sismique_installations_nucleaires/Pages/8-Evaluation_de_l_alea_sismique-Reglementation_applicable_aux_sites_nucleaires_francais.aspx

P4 et P'4 : Le SDD de Paluel, premier site P4, a évolué au cours de la construction. Au début de la construction, la forme spectrale utilisée jusque-là pour les tranches était celle dite du « spectre EDF ». En cours de construction, il a été retenu une nouvelle forme spectrale, reprise de celle établie par la Nuclear Regulatory Commission (Autorité de Sûreté des U.S.A) dans le Regulatory Guide 1.60 et qui a été retenue également en France comme référence pour le dimensionnement du palier 1300 MWe. Ceci a conduit EDF à utiliser, pour les bâtiments, successivement :

- *le spectre EDF normé à 0,2 g.*
- *dans une période transitoire, le spectre NRC normé à 0,2 g.*
- *le spectre NRC normé à 0,15 g.*

Pour les réacteurs suivants, P4 et P'4, EDF a retenu comme SDD standard, applicable pour le dimensionnement de l'îlot nucléaire, le spectre NRC normé à 0,15 g à période nulle, compatible avec les sites d'implantation des réacteurs de ce palier.

Selon la méthodologie importée des Etats-Unis adoptée par EDF conformément aux prescriptions de l'AIEA⁴⁷, le spectre de dimensionnement des réacteurs de la centrale de Paluel correspondrait à des accélérations aux sols de 0.075 m/s (CAV) et des pics évalués à 0.16 m/sec selon la méthode d'Arias.

Cette approche reste toujours satisfaisante. Elle est basée sur une analyse de 576 observations aux Etats-Unis (bande NRC), pour des intensités allant de III à X.

Cette analyse a permis tout d'abord d'établir la corrélation suivante entre la magnitude (M), l'intensité au site d'enregistrement (I) et la distance focale (R) :

$$M = a I + b \log_{10} R + c$$

Les valeurs des coefficients de corrélation sont : a = 0.55 ; b = 2.20 ; c = - 1.14

Cette loi empirique, comme tout résultat d'analyse de régression fait cependant disparaître l'influence d'éventuels paramètres physiques autres que la magnitude et la distance focale dans les fluctuations statistiques autour de la courbe moyenne. Elle ne différencie pas par ailleurs les conditions de site et apparaît comme une loi moyenne qui ne correspond pas exactement à ce que l'on obtiendrait au rocher

Une fois encore nous sommes en présence d'une évaluation purement statistique des risques ramenée à une occurrence vraisemblable d'un séisme dont l'exploitant lui-même reconnaît la fragilité⁴⁸. EDF avoue ainsi que le dimensionnement NRC 0.15 g peut être dépassé par le SMS si les vibrations dépassaient une fréquence de 25 Hz... mais bien entendu cela serait sans conséquence pour l'installation ! Ce qui reste à prouver

Somme toute il aura fallu 10 longues années pour que les révélations du Réseau Sortir du nucléaire sur les manipulations par EDF des données sismiques relatives au dimensionnement des installations nucléaires de base aboutissent à une reprise notoire de la réglementation en vigueur. Une reprise urgente ici puisqu'en 2010, EDF a informé l'ASN d'une anomalie de tenue au séisme de divers matériels situés dans la station de pompage de certains réacteurs de 1300 MWe (centrales de Penly et Flamanville, réacteurs n°3 et 4 de Paluel). Les matériels concernés sont des structures métalliques secondaires (consoles, escaliers...), ou des éléments secondaires préfabriqués en béton armé (panneaux verticaux à côté d'un escalier). En cas de séisme, ces éléments pourraient se désolidariser et endommager des matériels nécessaires pour refroidir le réacteur tels que des pompes, des tuyauteries, de l'instrumentation faisant partie du circuit de refroidissement en eau brute secourue (SEC)... c'est à dire l'alimentation en source froide⁴⁹. Combien d'autres sont concernés ?

⁴⁷ Des informations méthodologiques sont fournies par ce document du BRGM accessible en ligne : www.brgm.fr/Rapport?code=RR-30067-FR

⁴⁸ <http://www.asn.fr/sites/rapports-exploitants-ecs/EDF/paluel/sources/indexPop.htm>, p 37

⁴⁹ <http://www.sortirdunucleaire.org/index.php?menu=sinformer&sousmenu=themas&sousmenu=seismes2&page=note-irsn>

[ECS-ND9] [ECS-ND10]

Cette prescription répond à des remarques que nous avons formulées au sujet de la prescription [ECS-ND5]. L'Autorité de sûreté disposerait ainsi de la capacité réglementaire pour contrôler la conception de SSC :

Pour la conception des SSC nouveaux du noyau dur, l'exploitant utilise des règles de conception et de construction codifiées ou, à défaut, conformes à l'état de l'art. Il démontre l'intégrité et la fonctionnalité de ces SSC au regard de la situation traitée.

Les SSC nouveaux du noyau dur non substituables par d'autres moyens font l'objet d'exigences de conception et de fabrication renforcées pour leur assurer un haut niveau de fiabilité pour remplir leurs fonctions de sûreté pour toutes les phases d'un accident, tant qu'ils sont nécessaires.

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs apprécie tout particulièrement que des méthodes déterministes réalistes soient proposées pour évaluer la capacité des SSC à faire face à des SND. Le renforcement voire le remplacement de SSC dont le dimensionnement est insuffisant est une bonne chose.

Mais une fois encore nous tenons à rappeler que nous attendons que l'ASN propose clairement des règles lui permettant d'intervenir lors de la conception et de la fabrication des SSC afin d'éviter des défaillances dont les conséquences pourraient être immenses. La sûreté est un enjeu tel que l'on ne peut admettre que l'ASN soit limitée à une simple fonction de contrôle a posteriori d'informations fournies par l'exploitant. L'Autorité de sûreté doit disposer des moyens réglementaires pour surveiller chaque étape de la mise en œuvre des SSC, la requalification des anciens EIP et la production de nouveaux éléments.

[ECS-ND11]

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs reconnaît la nécessité de définir une durée de mission des SSC nouveaux du *noyau dur* et aurait apprécié que cette clause s'applique aussi à tous les SSC du noyau dur... même si l'alinéa II admet cette possibilité sans le formuler clairement.

[ECS-ND12]

Cette prescription fait écho aux prescriptions complémentaires sur les facteurs organisationnels et humains du titre VI sur la gestion des situations d'urgence :

[ECS-32] : Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant renforcera ses dispositions matérielles et organisationnelles pour prendre en compte les situations accidentelles affectant simultanément tout ou partie des installations du site.

[ECS-35] : I. Au plus tard le 31 décembre 2012, l'exploitant définit les actions humaines requises pour la gestion des situations extrêmes étudiées dans les évaluations complémentaires de sûreté. Il vérifie que ces actions sont effectivement réalisables compte tenu des conditions d'interventions susceptibles d'être rencontrées dans de tels scénarios. Il prend notamment en compte la relève des équipes de crise et la logistique nécessaire aux interventions. Il précise les adaptations envisagées sur le plan matériel ou organisationnel. A la fin de cette échéance, l'exploitant transmettra le bilan de ce travail et les mesures envisagées. Au 30 juin 2012, l'exploitant transmettra à l'ASN un point d'étape.

II. Avant le 31 décembre 2012, l'exploitant transmettra à l'ASN la liste des compétences nécessaires à la gestion de crise en précisant si ces compétences sont susceptibles d'être portées par des entreprises prestataires. L'exploitant justifiera que son organisation assure la disponibilité des compétences nécessaires en cas de crise, y compris en cas de recours à des entreprises prestataires.

III. Avant le 30 septembre 2013, l'exploitant assure au personnel concerné une formation et une préparation visant à les mobiliser et à les faire intervenir au cours d'une situation accidentelle particulièrement stressante. Il s'assure que les entreprises prestataires susceptibles d'intervenir dans la gestion de crise adoptent des exigences similaires concernant la préparation et la formation de leurs personnels.

IV. Avant le 30 septembre 2013, l'exploitant définit des dispositions de prise en charge sociale et psychologique des équipiers de crise, en prenant en compte l'environnement familial, mises en oeuvre en cas de situation accidentelle particulièrement stressante pour assurer des conditions de travail permettant une gestion de la crise aussi efficace que possible.

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs s'interroge sur la redondance de prescriptions comparables à dix huit mois d'intervalles. Ne serait ce pas là un nouvel exemple du peu d'empressement de l'exploitant à traduire par des évolutions concrètes les évaluations complémentaires de sureté ?

[ECS-ND13]

Cette prescription en dit long sur l'état effectif du parc nucléaire français et l'attention portée par EDF à la sureté. Les grappes de commande⁵⁰ qui sont pourtant un équipement fondamental pour la conduite du réacteur sont l'objet de multiples défaillances et autres avaries.

Ce problème n'est pas récent, c'est même une des principales faiblesses des réacteurs de 1300 MWe. Des anomalies affectant les grappes et se traduisant par des déplacements incontrôlés de celles-ci (chutes partielles ou déplacements insuffisants lors de manoeuvres) ont été constatées sur le site de Belleville, ainsi que sur ceux de Cattenom, Flamanville, Golfech, Nogent-sur-Seine et Saint-Alban en 1995 et 1996. Des anomalies de même type, mais provenant de problèmes techniques différents, étaient également apparues en Corée, sur la centrale de Kori en 1984 et en Chine, sur la centrale de Daya Bay en 1995. Le 6 avril 1996, alors que le réacteur 1 de Belleville était en puissance, une grappe de commande (sur les 65 qui équipent ce type de réacteurs) est restée bloquée en position haute, lors d'un arrêt automatique du réacteur provoqué par le non-respect d'une procédure d'essai périodique. En 1997, le bureau d'étude WISE-Paris proposait un bilan des incidents survenus au cours de l'année sur les grappes⁵¹ :

Réacteur	Date	Insertion incomplète	Absence de rebond
Nogent 1	Janvier 1997		2
	Mars 1997		3
	Avril 1997	2	3
Nogent 2	Août 1997	6	
Paluel 3	Janvier 1997	7	
Paluel 4	Mai 1997		3
Saint Alban 2	Août 1997	1	2
	Septembre 1997	1	1
Flamanville 1	Aout 1997		4
Cattenom 4	Septembre 1997		1
Penly 1	Octobre 1997		1
Cattenom 1			1
Total		17	21

⁵⁰ [http://www.asn.fr/index.php/content/view/full/900/\(mot\)/3474](http://www.asn.fr/index.php/content/view/full/900/(mot)/3474)

⁵¹ http://www.wise-paris.org/francais/nosbriefings_pdf/Annexe-02-BriefCATv1.pdf

Ces événements ne sont pas surprenants. Les grappes sont soumises à de fortes contraintes et à une usure qui impacte leur fiabilité⁵². En revanche nous interroge la capacité de l'exploitant à laisser perdurer de telles défaillances malgré les avertissements répétés de la société civile et les contrôles de l'Autorité de sûreté.

On touche pourtant là au coeur de la sûreté. Dans un réacteur à eau pressurisée, l'accident enveloppe retenu pour le dimensionnement en termes d'évolution incontrôlée de la réaction nucléaire est l'éjection d'une grappe de commande. Une grappe est formée de crayons absorbants qui participent à la maîtrise de la réaction nucléaire.



En cas de rupture du mécanisme de grappe, l'éjection de la grappe résulte de la différence de pression qui existe entre le circuit primaire (155 bars) et l'enveloppe de confinement (pression atmosphérique). **Cette éjection violente entraîne un emballement local de la réaction nucléaire pendant quelques dizaines de millisecondes (pulse de puissance) provoquant une augmentation rapide de la température du combustible. Les contre-réactions neutroniques limitent alors le transitoire de puissance avant l'arrêt automatique du réacteur (chute des grappes de commande intactes) qui intervient dans un second temps.** Des critères de sûreté spécifiques relatifs à l'éjection de grappe (Reactivity-Initiated Accident) ont été définis pour la première barrière de confinement, dans les années 1970, sur la base des essais américains SPERT.

Dès le début des années 1990, l'accroissement progressif des taux de combustion des assemblages combustibles envisagé par les exploitants a conduit la communauté internationale à s'interroger sur la validité de ces critères spécifiques pour des taux de combustion supérieurs à ceux des essais SPERT limités à 32 GWj/t. Dans ce contexte, des programmes de recherche ont été développés au Japon et en France, comprenant en particulier la réalisation par l'IRSN (à l'époque IPSN) d'essais dans le réacteur CABRI à Cadarache. Ces programmes ont eu notamment pour objectifs l'amélioration de

la compréhension des phénomènes physiques pouvant conduire à une défaillance de l'étanchéité des gaines des crayons et à l'éjection de combustible dans le circuit primaire⁵³.

On touche à ce que communément on désigne par l'expression "**anomalie générique**". Les défaillances des grappes sont une pathologie endémique des 1 300 MWe. Comment s'étonner dès lors que l'Autorité de sûreté demande : "*Avant le 30 juin 2014, l'exploitant communique son programme de travail concernant les dispositions propres à assurer la chute des grappes de commande en vue de la maîtrise de la réactivité à la suite d'agressions externes retenues pour le noyau dur et un bilan de l'avancement de ce programme*" ?

⁵² <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1296213900010630>

⁵³ http://www.irsn.fr/FR/base_de_connaissances/Installations_nucleaires/Les-centrales-nucleaires/criteres_surete_ria_aprp/Pages/1-accident-reactivite-RIA.aspx?dId=69fe2952-0491-4b2d-92f6-942f26aa8a84&dwId=985263bc-5429-4a6f-9037-df760ee8780d

Cette prescription de l'ASN est d'une surprenante actualité :

Le 22 septembre 2013, à cattenom, le réacteur était en cours de redémarrage à la suite d'une réparation sur un tableau électrique. A 16h41, le dysfonctionnement d'un matériel en salle des machines a entraîné l'arrêt de la turbine. Les grappes de commande se sont alors automatiquement insérées dans le cœur du réacteur, entraînant la baisse de puissance. Tandis que l'équipe appliquait les procédures de conduite incidentelle, un de ses membres a procédé à une extraction de grappes de commande non prévue par ces procédures. Malgré cette extraction inappropriée, les mesures de stabilisation du réacteur ont pu être poursuivies, et la conduite incidentelle a été levée environ une heure après le début de l'événement.

Le 22 septembre 2013, à Flamanville, ors de la préparation d'un essai périodique, EDF a mis en évidence une erreur relative à la limite d'insertion de certains groupes de grappes de régulation de la puissance du réacteur, limite définie par les règles générales d'exploitation. Depuis le 24 juillet 2013, ces groupes pouvaient ainsi atteindre une position d'insertion excessive au regard des limites définies dans les RGE, ce qui s'est effectivement produit à plusieurs reprises. Par conséquent, la marge alors disponible pour arrêter le réacteur, tout en restant suffisante, s'est trouvée légèrement diminuée.

Le 20 juillet 2013, à Saint-Laurent, lors des opérations de redémarrage du réacteur B2 de la centrale de Saint-Laurent, l'exploitant a détecté qu'un groupe de grappes de commande n'était pas positionné conformément aux spécifications techniques d'exploitation. Le réacteur avait été mis à l'arrêt depuis le 23 février 2013 pour procéder, dans le cadre d'une visite décennale, au rechargement en combustible et effectuer des opérations de maintenance. Le 19 juillet 2013, pendant le quart d'après-midi, des essais de fonctionnement des grappes de commande ont été réalisés. Un groupe de grappes de commande a été mal repositionné à la fin de ces essais. L'écart de positionnement n'a été détecté que le lendemain lors d'un contrôle réalisé pendant le quart du matin. Les grappes sont restées dans une position non requise pendant une durée d'environ dix heures trente minutes.

Le 11 novembre 2012, à l'issue de l'arrêt pour simple rechargement du réacteur n°2, un dysfonctionnement a été détecté sur une grappe de contrôle lors des essais de redémarrage. La grappe de contrôle n'était plus manœuvrable : elle était bloquée en position haute hors du cœur. Pour conduire les investigations nécessaires et traiter cet aléa, le réacteur a été immédiatement mis à l'arrêt.

Et encore nous tenons compte là que des événements déclarés par l'exploitant qui ont donné lieu à la publication par l'Autorité de sûreté d'avis d'incidents.

L'enjeu est de taille. Les grappes de commande permettent la mise à l'arrêt du réacteur et garantissent la maîtrise de la fission. La puissance résiduelle est suffisamment importante pour veiller à l'interruption de l'activité d'autant plus que les refroidissement du coeur peut connaître des défaillances⁵⁴.

Une question se pose dès lors. Pourquoi n'aborder dans ces prescriptions qu'une seule anomalie générique ? L'état du parc se dégrade comme l'établit clairement le rapport de sûreté 2012. "L'ASN considère que l'année 2012 a été assez satisfaisante au plan de la sûreté nucléaire et de la radioprotection dans les centrales nucléaires. **Toutefois, au vu des résultats de l'année écoulée, l'ASN considère que la rigueur dans le domaine de l'exploitation (respect des règles d'exploitation, lignages des circuits) et de la maintenance des centrales doit faire l'objet d'une vigilance particulière de la part d'EDF.** Les efforts de l'exploitant doivent également être renforcés dans le domaine de la protection de l'environnement." Les prescriptions pour le noyau dur ne pouvaient elle pas être l'occasion de traiter bien d'autres problèmes structurels ?

⁵⁴ Jean-Louis Basdevant, Maitriser le nucléaire, 2012, p 104-107.

<http://books.google.fr/books?id=kVOJt-6hSgMC&printsec=frontcover&hl=fr#v=onepage&q&f=false>

Anomalies génériques et vieillissement des matériaux (non exhaustif)

Fissuration des brides des barrières thermiques de pompes primaires

Cette anomalie générique est actuellement la plus importante et potentiellement la plus dangereuse. L'eau du circuit primaire, à 155 bars et plus de 300 °C, circule au travers du coeur du réacteur et des tubes en "U" des générateurs de vapeurs poussée par de puissantes pompes d'un débit de plus de 6 m³/s; trois pompes sur le parc 900 MW, quatre sur les 1300 MW. Le moteur de chaque pompe et le joint d'étanchéité sont protégés du flux de chaleur d'eau primaire du corps de la pompe (roue et volute) par une barrière thermique métallique traversée par un serpentin alimenté en eau froide par le circuit de refroidissement intermédiaire. Les brides de fixation de ces barrières thermiques se fissurent depuis 1990 sur le parc 900 MW sous l'effet de contraintes thermiques et mécaniques. Certains défauts ont atteint 16 mm de profondeur. La presque totalité de ce parc est touchée, et de légers défauts commencent à apparaître sur le parc 1300 MW. Cette situation pourrait entraîner une rupture d'une partie de la bride à l'intérieur de la barrière thermique avec risque de migration de débris et de rupture du serpentin du circuit RRI, induisant une entrée de fluide primaire haute pression dans ce circuit qui n'est pas dimensionné pour cela. Il en résulterait une perte de réfrigérant primaire : c'est à dire l'accident majeur. La zone étant peu accessible, le contrôle de l'état des brides est irréalisable, sauf démontage complet pour vérification dans un atelier spécialisé (Somanu). Ces pièces ne sont plus approvisionnées, il faut donc en reprendre la fabrication. EDF dispose de 5 ans à compter de 1997 pour remplacer toutes ces brides. En attendant, l'exploitant doit se fier au contrôle d'une éventuelle montée de radioactivité dans le circuit RRI (refroidissement intermédiaire) contaminé par le circuit primaire par une fuite interne d'une pompe.

Dégradation des plaques entretoises des générateurs de vapeur

Ces plaques servent au maintien des 3000 tubes de GV. Non maintenus, les vibrations risquent d'engendrer des ruptures de ces tubes et de provoquer des rejets atmosphériques d'eau primaire radioactive, ainsi qu'une perturbation du refroidissement du réacteur et accident majeur au delà de deux tubes rompus. Déjà dégradés pour cause de corrosion et de fissuration sous contrainte de l'alliage Inconel 600 qui compose ces tubes, tous les générateurs de vapeur devront être changés au rythme de trois tranches par an. En attendant, une surveillance accrue est nécessaire.

Dégradation des barres de précontrainte des butées latérales antisismiques du puits de cuve

Décélée en mai 96 sur Chinon 1, à l'occasion de l'arrêt pour visite partielle et rechargement en combustible du réacteur B1 de Chinon, cette anomalie générique concerne 24 réacteurs du parc 900 MW. Ce dispositif a pour but de reprendre les efforts horizontaux qui pourraient être générés lors d'un séisme et de protéger ainsi la cuve du réacteur. Espérons que l'ensemble de ces butées du parc 900 MW pourra être repris avant que ne survienne un séisme.

Mauvais fonctionnement ou blocage des grappes de commande du coeur.

8 incidents en 1997 (sites de Belleville, Paluel, Cattenom, Flamanville, Golfech, Nogent-sur-Seine et Saint-Alban). 5 sont dus à une rupture d'une vis du mécanisme de commande, 2 à une éventuelle déformation des assemblages de combustible, la dernière reste de cause inconnue. D'autres anomalies affectant les grappes et se traduisant par des déplacements incontrôlés de celles-ci. Des anomalies de même type, mais provenant de problèmes techniques différents, étaient également apparues en Corée, sur la centrale de Kori en 1994 et à Daya-Bay en Chine (réacteurs français), ainsi qu'à Chooz, réacteur de 1450 MW.

Mais aussi, pêle-mêle

Déformation des assemblages de combustible; vieillissement des matériaux, accumulation des sollicitations entraînant des dégradations non prévues à la conception ou à la fabrication; corrosion de certains alliages, principalement l'Inconel 600; fragilisation de la cuve par le flux neutronique, modification de la température de transition dite "ductile-fragile", en particulier sur les zones soudées, avec risque de rupture de la cuve en cas de refroidissement brutal (arrêt d'urgence par exemple); coudes moulés des tuyauteries primaires fragilisés; risques accrus par l'utilisation de combustibles de plus en plus enrichis, ou le mox; objets errants dans le circuit primaire; fragilisation de la liaison bimétallique qui relie le pressuriseur au circuit primaire; fragilisation thermique des éléments moulés austéno-ferritiques (coudes des tuyauteries primaires, piquages d'instrumentations, volutes des pompes primaires, pièces de robinetterie); fissuration des buses de soupapes des générateurs de vapeur; défauts de fabrication non encore résolus; fuites diverses; risque d'éjection d'une grappe de commande en marche, induisant une augmentation brutale de réactivité; perte de refroidissement du circuit primaire; rupture de tubes de générateur de vapeur. Le système de prévention d'explosion par recombinaison catalytique d'hydrogène peut avoir l'effet inverse. Les moyens de dépression du circuit à moins de 20 bar pour permettre la mise en œuvre des moyens d'ultimes secours peuvent ne pas fonctionner, etc.

[ECS-ND14]

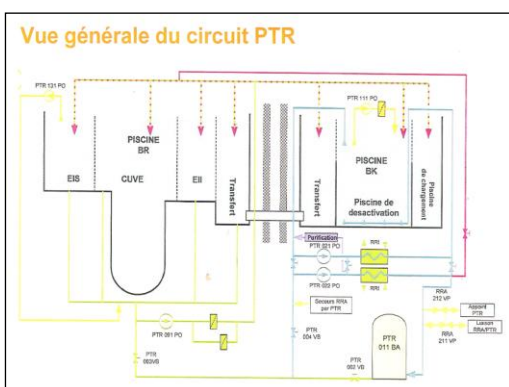
Dans son avis de janvier 2012 sur les ECS des installations françaises prioritaires, l'ASN avait recommandé que des exigences en matière de préparation et de gestion des situations d'urgence soient introduites dans la réglementation. L'arrêté du 7 février 2012 impose depuis que la surveillance des interventions importantes pour la sûreté soit exercée directement par l'exploitant. La nouvelle réglementation souligne en outre les exigences relatives au traitement des non-conformités, notamment pour ce qui concerne l'impact cumulé des différents écarts et l'analyse de leur répétition.

Une telle attention est particulièrement importante pour toutes les installations et opérations qui concernent les transferts du combustible. C'est cet enjeu qu'aborde cette pénultième prescription des projets de décision concernant les centrales de Paluel et Penly :

Avant le 31 décembre 2015, l'exploitant transmet à l'ASN l'étude de la résistance structurelle des piscines d'entreposage et des compartiments de manutention des assemblages combustibles aux agressions externes retenues pour le noyau dur.

Il transmet, dans les mêmes délais, la description des éventuelles modifications nécessaires pour garantir leur résistance.

Il faut dire qu'ici sur le littoral normand, des doutes importants existent au sujet de la sûreté des piscines et des bâtiments combustibles. En effet le 28 juin 2012, le Réseau "Sortir du nucléaire" a reçu de source anonyme des documents internes d'EDF et de l'IRSN qui font état d'une anomalie générique sur les réacteurs nucléaires de Paluel, Flamanville et Saint-Alban. Des dispositifs sous-dimensionnés, alliés à la vulnérabilité au séisme de certaines canalisations des piscines d'entreposage de combustible, pourraient mener au découverture des combustibles usés en une heure environ. Ceux-ci, n'étant plus refroidis, pourraient alors entrer rapidement en fusion, ce qui provoquerait d'importants dégagements de radioactivité empêchant toute intervention sur le site⁵⁵.



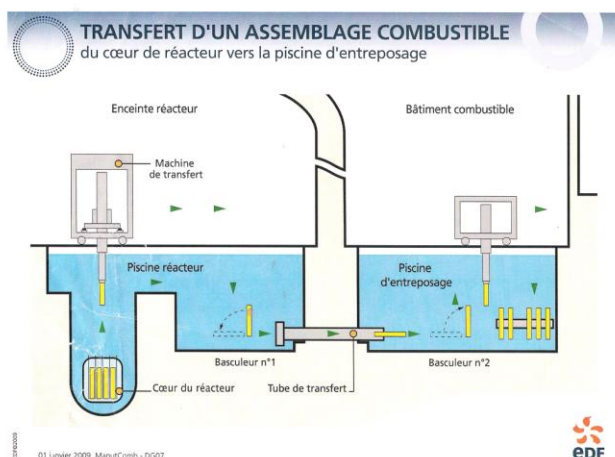
Des inspections qui ont lieu en 2011 ont permis de découvrir que les casse-siphons des huit réacteurs de Flamanville, Paluel et St Alban étaient également sous dimensionnés. En effet, leur diamètre n'est que de 10,4 mm. Plus grave encore, une autre particularité de ces 8 tranches de 1300 Mwe est qu'une partie du circuit PTR n'est pas dimensionnée au séisme. La rupture d'une de ces tuyauteries lors d'un séisme associée au sous dimensionnement du casse-siphon provoquera un début de découverture des assemblages

entreposés en piscine BK sous environ 1 heure. C'est un délai très court pour permettre aux agents de conduite de réagir manuellement afin d'éviter la fusion du combustible. Sans oublier que les tuyauteries de la partie du circuit PTR non dimensionné au séisme sont difficilement inspectables sur toute leur longueur et que par le passé, des fissurations traversantes ont déjà été détectées sur ces portions de tuyauteries. Ce qui ne favorise pas leur tenue à un séisme même de faible magnitude⁵⁶.

⁵⁵ <http://groupes.sortirdunucleaire.org/Piscines-de-8-reacteurs-et-seisme>

⁵⁶ http://groupes.sortirdunucleaire.org/IMG/pdf/Fusion_de_combustible_en_piscine_BK_Palier_P_4.pdf

Force est de reconnaître que les piscines sont un talon d'Achille des réacteurs à eau pressurisée. Les dangers les plus évidents sont la radioactivité et toxicité des combustibles nucléaires et de leurs sous-produits, ainsi que de leur capacité à générer de l'hydrogène par hydrolyse de l'eau. Mais les piscines sont aussi des points chauds. L'exploitant doit à la fois éviter toute baisse intempestive du niveau de l'eau et son réchauffement excessif, sachant que moins il y a d'eau plus elle s'échauffe vite et moins elle joue son rôle de blindage liquide contre les radiations. D'où l'importance des systèmes PTR vus ci-dessus.



De nombreux risques sont identifiés depuis longtemps :

- mauvaise gestion du combustible,
- déficience du matériel,
- mauvais fonctionnement de matériels ou d'installations,
- non-respect des règles générales ou particulières d'exploitation ou de la périodicité des contrôles,
- erreurs humaines, malveillances, etc.

En dépit de déclarations rassurantes sur les précautions prises pour éviter les défaillances techniques et accidents ou incidents, il survient périodiquement des incidents qui concernent directement ou indirectement la sécurité des piscines de désactivation.

Les accidents peuvent survenir en amont du transfert : ainsi, le 10 avril 2002, lors du déchargement du contenu du réacteur Superphénix dans le cadre de sa mise en arrêt définitif, un assemblage de combustible usagé s'est décroché pendant son transfert du réacteur vers la piscine de désactivation. Dans ce cas, la chute a eu lieu dans une zone technique étanche, avant d'arriver à la piscine, sans conséquences sur le personnel ou l'environnement extérieur. Le 20 septembre 2008, durant un arrêt de maintenance et rechargement du réacteur n°1 de la centrale nucléaire de Belleville, une pompe du circuit de refroidissement de la piscine du réacteur est restée « *indisponible* » 55 heures, alors que les règles générales d'exploitation imposent ce type de réparation en moins de 16 heures⁵⁷.

L'intégrité d'assemblages peut avoir été dégradée dans le réacteur : Ils perdent alors ensuite des radionucléides dans l'eau de la piscine. La filtration de l'eau, puis la décontamination « manuelle » périodique de la piscine (vidée) visent à traiter ce problème. À titre d'exemple, après avoir chargé le cœur du réacteur de Nogent 2 avec 193 assemblages de combustible de type *pentix*, EDF a constaté que 23 de ces assemblages étaient dégradés, à cause de 39 crayons ayant perdu leur étanchéité, laissant fuir des radionucléides dans le circuit primaire (défaillance communément appelée fretting dont les conséquences sont notoires au niveau des générateurs de vapeur). Dans un autre cas, dans la centrale de Cattenom en 2001, après une augmentation de radioactivité du circuit primaire constatée en 2000, un nombre « *inhabituel* » de crayon étaient dégradés (38 des 193 assemblages touchés, sachant que dans ce réacteur chaque assemblage rassemble 264 crayons). Un crayon était rompu, et deux étaient fissurés.

⁵⁷ <http://www.asn.fr/index.php/L-ASN-en-region/Division-d-Orleans/Centrales-nucleaires/Centrale-nucleaire-de-Belleville-sur-Loire/Avis-d-incident/Indisponibilite-prolongee-d-un-materiel-important-pour-la-surete-pendant>

Des incidents peuvent affecter le système de refroidissement : avec par exemple la fermeture par erreur, le 17 août 2010, d'une vanne du circuit de refroidissement de la piscine d'entreposage du bâtiment combustible de la Centrale nucléaire de Cruas-Meyss, ce qui a provoqué l'arrêt du système de refroidissement de la piscine. Cet incident a été repéré et réparé assez rapidement pour qu'il soit resté sans conséquences selon l'opérateur (classé « niveau 1 » sur l'échelle de l'INES).

Dans la même centrale de Cruas-Meyss, en février 2000, mais sur le réacteur n°1 en cours de chargement, à l'occasion d'un appoint en eau à la piscine, un agent a déconnecté l'un des deux échangeurs refroidissant la piscine et a oublié de le reconnecter une fois l'opération faite. Malgré un délai maximal réglementaire de 8 heures entre chaque vérification, l'échangeur n'a été remis en activité que 21 heures après sa mise hors service ; or, quand la puissance résiduelle du combustible stocké dépasse 5,45 MW, l'exploitant doit brancher en parallèle les deux échangeurs sur le circuit de refroidissement pour en améliorer les performances. L'inertie thermique de la piscine et de ses parois laissent à l'opérateur une certaine marge pour la réparation d'un problème, si la piscine reste bien pleine (et dans le cas cité en exemple ci-dessus, la température n'a pas dépassé 35°C), mais qu'il vaut mieux ne pas mobiliser, car les crises les plus graves sont souvent constituées d'évènements en séries.

Le risque de fuite du système de refroidissement est une défaillance trop fréquente : son traitement est compliqué par le fait que l'eau de la piscine et de son circuit primaire de refroidissement est radioactive, et parce qu'il n'existe en outre généralement qu'un seul système de secours (dont l'échangeur thermique peut comme on l'a vu ci-dessus être obligatoirement mobilisé en cas d'entreposage dans la piscine de combustible inhabituellement ou fortement « chaud ». Malgré les précautions, des fuites se produisent parfois. Par exemple :

- *le 27 décembre 2001, une fuite s'est produite sur un des deux circuits PTR de refroidissement de la piscine du « bâtiment combustible » de la tranche 3 (alors en arrêt technique) de la Centrale nucléaire de Gravelines. À ce moment, tout le combustible du réacteur était stocké dans la piscine. Les spécifications techniques veulent dans ce cas que les deux voies de refroidissement soient conjointement disponibles, une pompe étant en fonctionnement tandis que l'autre reste disponible en secours. Le 27 décembre 2001, une fuite s'est produite au niveau d'une soudure sur l'un des deux circuits de refroidissement de la piscine, et quand à la demande de l'ASN, EDF a contrôlé l'autre circuit, des défauts y ont été constatés. Près de 3 semaines plus tard (le 19 janvier 2002), l'exploitant constatait une aggravation de la fuite et plusieurs défauts, suite à « la mise en place de dispositifs inadaptés ». Après plusieurs tentatives et après avoir fait appel à « ses compétences locales et nationales », le circuit non-étanche a pu être réparé (le 6 février 2002)*
- *En mars 2005, une fuite du système de refroidissement de la piscine du réacteur BA de la Centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux (2 réacteurs de 900 MWe) a entraîné une vidange partielle de la piscine (le niveau ayant toutefois pu être stabilisée à 19,31 m (pour une hauteur minimale imposée par les spécifications techniques de 19,30 m) par fermeture de la vanne, mais en interrompant de ce fait le refroidissement). Le temps que la fuite soit détectée et réparée, 23 000 litres d'eau contaminée se sont écoulés dans des locaux théoriquement confinés, (qui ont dû être décontaminés), mais « en dépit du confinement assuré par les bâtiments et des aménagements destinés à recueillir les éventuelles fuites vers des rétentions prévues à cet effet, une quantité d'effluents actifs, que l'exploitant évalue à un maximum de 500 litres, s'est déversée dans le réseau de collecte des eaux pluviales du site qui est relié au « canal de rejet de la centrale » qui se déverse dans la Loire » (pour une charge radioactive estimée à 3 MBq en gamma total et à 257 MBq pour le tritium).*

Un autre risque est celui de débordement de l'eau radioactive d'une piscine (d'un bâtiment réacteur ou d'un bâtiment combustible), suite à un tremblement de terre (comme au Japon en 2011), ou plus simplement en cas de dysfonction du circuit d'évacuation des eaux réchauffées vers l'échangeur thermique, comme cela est arrivé le 3 juin 2010 sur le réacteur n° 4 de la Centrale nucléaire de Paluel à cause d'une « *mauvaise configuration d'une vanne* » selon EDF⁵⁸.

Dans la Centrale nucléaire du Bugey, le 7 septembre 2000, alors que 42 employés travaillaient au rechargement du réacteur à l'arrêt, la remontée inattendue dans le réacteur d'une quantité importante d'air sous pression a provoqué un débordement important du réacteur et de la piscine du réacteur (8 à 15 m³ qui se sont répandus dans le bâtiment). Cet air comprimé a eu accès au réacteur à l'occasion d'un test (essai périodique d'ouverture) de l'une des trois vannes contrôlant l'injection d'eau borée dans le réacteur à partir des 3 réservoirs d'acide borique. Le réservoir correspondant avait été pressurisé à l'air pour un contrôle d'étanchéité et de résistance. L'air sous pression a été brutalement injecté dans la cuve du réacteur, et a provoqué le débordement de la piscine. Une semaine après (le 15 septembre) un essai périodique programmé au mauvais moment a fait déborder 5 m³ d'eau dans le « système de récupération des purges » via le trop-plein de la piscine (incident classé niveau 0 de l'échelle INES), puis le 24 septembre, « *une confusion de vanne a conduit à la vidange de 18 m³ d'eau de la piscine réacteur* » (récupérés dans des réservoirs de traitement des effluents).

Si l'arrivée d'eau connaît des problèmes, le niveau de la piscine peut baisser sous un seuil critique, de même qu'en cas de vidange par erreur de la piscine, comme cela est arrivé le 25 octobre 2008, dans la piscine du réacteur n°2 de la centrale nucléaire de Golfech (France) où une vanne de liaison du circuit de refroidissement du réacteur avec la piscine de désactivation a été ouverte par erreur lors de l'arrêt du réacteur. Le niveau d'eau de la piscine est alors descendu sous les 22,15 m (à 10h48), mais le personnel n'a pris conscience de cette baisse qu'à 11h05. Huit minutes plus tard, avant qu'on ne puisse corriger le problème, l'eau était déjà sous le niveau minimum de 21 m, à 15 m (à 11h13)⁵⁹. Ce problème est suffisamment sérieux pour que l'IRSN fasse figurer dans son avis sur la 3^e visite décennale du réacteur n°1 de la centrale de Fessenheim une recommandation qui pourrait s'appliquer à tous les réacteurs français⁶⁰ :

R 4 : L'IRSN recommande qu'EDF identifie l'ensemble des emplacements potentiels de brèches situées sur un tronçon de tuyauterie susceptible de véhiculer de l'eau de la piscine de désactivation, non compensables par les moyens d'appoints existants et propose un programme d'inspection en service sur les portions de tuyauterie concernées, incluant le tube de transfert situé entre les piscines BR et BK.

Reste une ultime faiblesse des piscines de désactivation que la prescription noyau dur n'aborde pas : la fragilité des bâtiments combustibles. Au delà des enjeux techniques du refroidissement des combustibles usés et des déchets entreposés dans ces piscines se posent la question de l'intégrité de ces bâtiments face à des agressions externes. Ce peut être le cas d'un séisme ou d'un effondrement de la falaise. Mais cela peut être aussi la conséquence d'un accident aérien comme l'a mis en évidence le rapport Large de novembre 2011 commandé par Greenpeace France⁶¹.

⁵⁸ <http://www.asn.fr/index.php/content/view/full/113585>

⁵⁹ <http://www.asn.fr/index.php/L-ASN-en-region/Division-de-Bordeaux/Centrales-nucleaires/Centrale-nucleaire-de-Golfech/Avis-d-incidents/Passage-sous-le-niveau-minimal-requis-de-la-piscine-de-desactivation>

⁶⁰ http://www.irsn.fr/fr/expertise/avis/documents/avis_irsn_dsr_2011-62_vd3-fessenheim1.pdf

⁶¹ http://www.greenpeace.org/france/PageFiles/300718/vuln%C3%A9rabilit%C3%A9_avions_Large_r%C3%A9sum%C3%A9.pdf

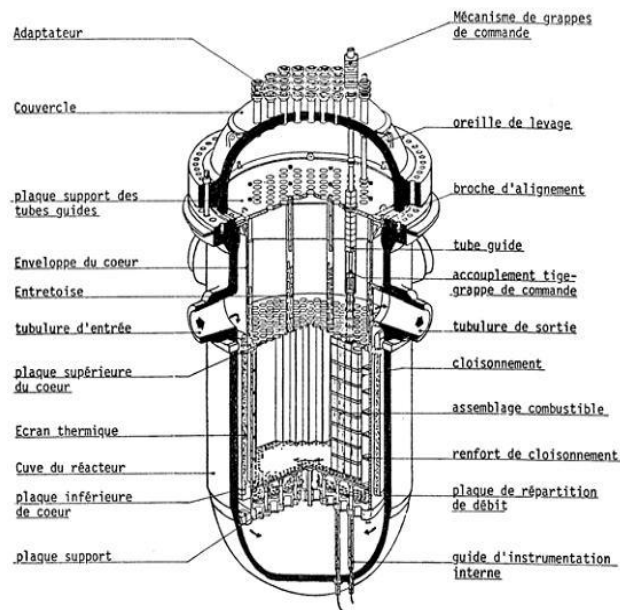
[ECS-ND16]

La cuve est le composant essentiel d'un réacteur à eau sous pression. Ce composant, d'une hauteur de 14 mètres et d'un diamètre de 4 mètres pour une épaisseur de 20 cm (pour les réacteurs de 900 MW), contient le coeur du réacteur ainsi que son instrumentation. Entièrement remplie d'eau en fonctionnement normal, la cuve, d'une masse de 300 tonnes, supporte une pression de 155 bars à une température de 300 °C.

Le contrôle régulier et précis de l'état de la cuve est essentiel :

- la cuve est un composant dont le remplacement n'est pas envisagé, à la fois pour des raisons de faisabilité technique et de coût ;
- la rupture de cet équipement n'est pas prise en compte dans les études de sûreté. C'est une des raisons pour lesquelles toutes les dispositions doivent être prises dès sa conception afin de garantir sa tenue pendant toute la durée d'exploitation du réacteur.

En fonctionnement normal, le métal de la cuve se fragilise lentement, sous l'effet des neutrons issus de la réaction de fission du coeur. Cette fragilisation rend en particulier la cuve plus sensible aux chocs thermiques sous pression ou aux montées brutales de pression à froid. Cette sensibilité est par ailleurs accrue en présence de défauts, ce qui est le cas pour quelques cuves des réacteurs de 900 MW qui présentent des défauts dus à la fabrication, sous leur revêtement en acier inoxydable⁶².



Pour se prémunir contre tout risque de rupture, l'Autorité de sûreté a prescrit que des mesures précises soient mises en œuvre par l'exploitant :

- un programme de contrôle de l'irradiation : des éprouvettes réalisées dans le même métal que la cuve ont été placées à l'intérieur de celle-ci. EDF retire régulièrement certaines d'entre elles pour réaliser des essais mécaniques. Les résultats donnent une bonne connaissance du niveau de vieillissement du métal de la cuve et permettent même de l'anticiper étant donné que les éprouvettes, situées près du coeur, reçoivent davantage de neutrons que le métal de la cuve ;

⁶² http://www-lmdc.insa-toulouse.fr/jfms10/JFMS_PRES/TS2/Defaux_Meister_Pendola.pdf

- des contrôles périodiques permettent de vérifier l'absence de défaut ou, dans le cas des cuves affectées de défauts de fabrication, de vérifier que ces derniers n'évoluent pas.

Pour autant le vieillissement des cuves des réacteurs est un fait avéré⁶³. Comme le souligne, Yves Marignac dans le n°184 de la Revue Contrôle c'est un fait mal connu et dont les conséquences sont insuffisamment évaluées⁶⁴. « *On a déjà observé des dégradations non prévues, ou plus rapides que prévu, rappelle-t-il. Aucun réacteur à eau pressurisée n'a encore atteint une durée de vie de 40 ans.* » L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire ne dit pas autre chose, lorsqu'il prévient que « *l'expérience d'exploitation, notamment les résultats des contrôles et des visites périodiques, met en évidence des phénomènes d'endommagement inattendus. [...] Parfois, la cinétique de l'endommagement a été plus rapide que prévu.* »

Les cuves des réacteurs d'EDF ont été conçues pour résister à 30 ans d'irradiation à pleine puissance. Or, l'irradiation fragilise l'acier des cuves. L'acier est résistant au-delà d'une certaine température, et cassant en deçà. À Fessenheim, cette température dite « de transition ductile-fragile » est de 80°C. Elle est largement atteinte lorsque la centrale fonctionne, mais en cas d'arrêt du réacteur, on est obligé de maintenir la cuve au-delà de 80°C, car en dessous, elle risquerait de se briser...

Et ce n'est qu'un exemple parmi tant d'autres. A Gravelines⁶⁵, Des petites fissures ont été détectées au cours de l'été 2011 sur une « pénétration de fond de cuve » (PFC⁶⁶). Or on est ici sur le circuit primaire, rempli d'eau radioactive, et un risque de fuite n'est pas à écarter. Le tube en question a été bouché et un dispositif de surveillance a été mis en place, en attendant une réparation définitive lors d'un prochain « arrêt de tranche ». Rappelons-le, ces défauts datent de la conception de la centrale et ne s'arrangent pas avec le temps. Il faut d'ailleurs se souvenir qu'en septembre 1979, le personnel de la centrale lui-même s'était opposé aux préparatifs de chargement en combustible du réacteur n°1 suite à la détection de défauts sous le revêtement des cuves et sur des soudures de raccordement au circuit primaire.

On pourrait continuer la longue liste des défaillances des cuves des réacteurs que ce soit à l'issue des périodes de fonctionnement ou à l'occasion de la manutention des barres de combustible lors des arrêts de tranches. Cela prouve que les centrales sont de moins en moins fiables, des moins en moins disponibles, de moins en moins adaptées à nos besoins d'énergie...

En France nous aurions tort de minorer l'événement survenu en Belgique au cours de l'été 2012⁶⁷ au prétexte que « *l'industriel hollandais qui a fabriqué la cuve de Doel 3 n'a forgé aucune pièce destinée à des cuves du parc nucléaire français.* » L'ASN oublie de dire que le réacteur n°3 de la centrale de Doel a été conçu par AREVA c'est-à-dire de manière sensiblement similaire aux CPY français.

⁶³ <http://gen4.fr/post/2012/08/vieillissement-cuve-reacteur-nucleaire.html?2012/08/vieillissement-cuve-reacteur-nucleaire.html>

⁶⁴ <http://www.global-chance.org/IMG/pdf/MarignacASN184.pdf>

⁶⁵ Défaut sur la pénétration en fond de cuve du réacteur de l'unité de production n° 1

Lors de la CLI Technique du 11 octobre 2011, l'Autorité de Sûreté Nucléaire a fait un point sur la 3^e visite décennale du réacteur N°1. Dans le bilan des principaux événements, l'ASN faisait état d'une suspicion de fissure dans une pénétration de fond de cuve (en cours d'analyse).

<http://www.cli-gravelines.fr/Services-en-ligne/Actualites/Defaut-sur-la-penetration-en-fond-de-cuve-du-reacteur-n-1>

⁶⁶ Une pénétration de fond de cuve (PFC) est un tube qui est implanté dans le fond de la cuve du réacteur d'une centrale nucléaire. La PFC est soudée sur le fond de la cuve. Son rôle est de permettre l'introduction de sondes d'instrumentation dans le cœur du réacteur. 50 PFC sont implantées sur le réacteur 1 de Gravelines. Une fuite au niveau d'une PFC constituerait une brèche du circuit primaire du réacteur.

⁶⁷ <http://www.actu-environnement.com/ae/news/doel-fissures-cuve-arret-afcn-16369.php4>

Le fait que la cuve ait été usinée en Hollande n'est qu'un détail. Des fissures sont observées sur des cuves 100 % française usinées en Bourgogne dans les fonderies de FRAMATOME... et même en plus grand nombre qu'à Doel⁶⁸.

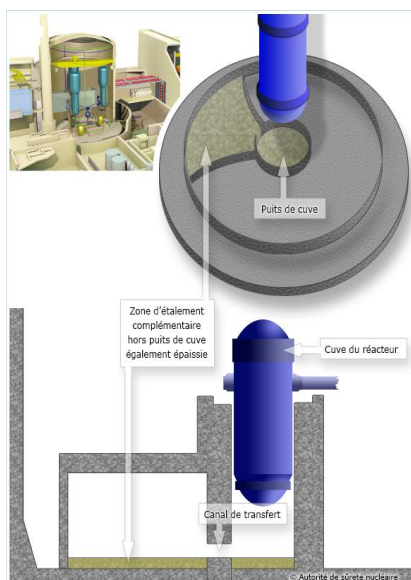
Ce qui est en cause ici c'est une technologie, la difficulté à contrôler l'évolution de cuves, l'impossibilité de remédier aux défauts mis en évidence. Doel n'est pas un simple aléa de l'activité du parc nucléaire européen. C'est la résultante de l'évolution prévisible d'une technologie sans avenir. Il n'est pas étonnant dès lors que Jeff Immelt, directeur général de *Général Electric* ait déclaré dans les colonnes du Financial Times : « *l'énergie électronucléaire est devenue si chère comparée aux autres sources énergétiques qu'il est devenu « extrêmement délicat » de la justifier.* ».

Comme le reconnaît Olivier Cabanel, « *Le nucléaire, dans le fond, ce n'est qu'une histoire de plomberie mal étudiée*⁶⁹...» Le seul petit problème c'est que cette plomberie expose chacun à des risques immenses que nul ne sait réparer !

On ne peut dès lors que se satisfaire que l'Autorité de sûreté consacre la dernière prescription noyau dur à la sûreté des cuves :

Avant le 31 décembre 2014, l'exploitant transmet à l'Autorité de sûreté nucléaire l'étude de faisabilité des dispositions visant à éviter le percement du radier en cas de fusion partielle ou totale du cœur en situations noyau dur, ainsi qu'une évaluation des échéances industrielles de mise en œuvre le cas échéant.

Le problème est que cette prescription n'aborde pas le problème de front mais plutôt l'esquive. Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs déplore que l'Autorité de sûreté, au lieu d'inviter l'exploitant à déclarer avant même les visites décennales des études approfondies sur l'état des cuves, se contente de préconiser des aménagements des bâtiments réacteurs pour faire fasse à une fusion du cœur.



L'Autorité de sûreté ne s'honore pas en envisageant la généralisation de la solution technique expérimentée à Fessenheim⁷⁰.

N'est ce pas là un aveu que les prescriptions précédentes visant à renforcer la sûreté des réacteurs en définitive ne serviront à rien compte tenu de l'état des cuves ?

Et si la seule solution pour éviter la catastrophe est de recueillir le corium ne doit on pas craindre que cet aménagement ne fasse que "déplacer le problème" (Production d'hydrogène au cours des interactions corium-béton) ?

Enfin une telle solution n'ignore t elle pas les défauts, failles et fissures des bâtiments réacteurs ?

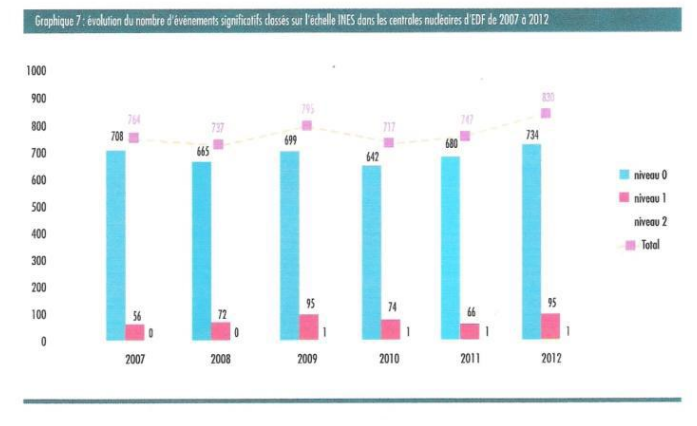
⁶⁸ <http://www.latribune.fr/entreprises-finance/industrie/energie-environnement/20120816trib000714753/nucleaire-greenpeace-denonce-des-problemes-sur-des-cuves-de-reacteurs-francais-.html> ; http://www.lemonde.fr/planete/article/2012/08/17/des-micro-fissures-sur-les-cuves-de-dix-reacteurs-nucleaires-francais_1747094_3244.html ; <http://energie.eelv.fr/cuves-de-reacteurs-les-fissures-belges-peuvent-en-cacher-dautres/> ; <http://gen4.fr/?post/2012/08/fissures-de-cuves-de-reacteur-precedent-en-france.html> ; <http://www.reporterre.net/spip.php?article3094>

⁶⁹ <http://www.agoravox.fr/actualites/technologies/article/nucleaire-de-la-fission-aux-121098>

⁷⁰ <http://www.asn.fr/index.php/S-informer/Actualites/2012/Fessenheim-point-sur-le-respect-des-prescriptions-imposees-par-l-ASN>

Conclusion

Les projets de décisions de l'Autorité de sûreté relatives aux prescriptions complémentaires applicables à EDF pour le « noyau dur » des centrales nucléaires interviennent dans un contexte de recul global de la sûreté du parc nucléaire du au vieillissement des installations et à des défauts de maintenance. En application des règles relatives à la déclaration des événements significatifs dans les domaines de la sûreté, de la radioprotection et de l'environnement, EDF a déclaré, au cours de l'année 2012, 712 événements significatifs au titre de la sûreté, 114 au titre de la radioprotection et 93 au titre de la protection de l'environnement.



Le nombre d'événements significatifs pour la sûreté déclarés a augmenté d'environ 10 % par rapport à 2011. Un ESS a été classé au niveau 2 de l'échelle INES. Le nombre d'ESR a augmenté d'environ 20 % par rapport à 2011. Cette hausse est principalement due aux opérations de radiologie industrielle et à la non réalisation de contrôles techniques (zonage et appareils mobiles de radioprotection). Par ailleurs, EDF en tant que responsable de la radioprotection dans les centrales doit veiller à la protection et au maintien de la culture de radioprotection de son personnel mais aussi des agents des entreprises prestataires. Le nombre d'ESE est en diminution par rapport à l'année dernière mais reste élevé par rapport aux autres années : la protection de l'environnement doit rester au centre des préoccupations d'EDF⁷¹.

Le mouvement antinucléaire s'appuyant sur les données communiquées par l'Autorité de sûreté déplore qu'EDF n'identifie pas suffisamment tôt les équipements importants pour la sûreté qui présentent un risque d'obsolescence ou bien qui n'étaient pas conçus pour être remplacés. Les modalités d'approvisionnement et de gestion en pièces de rechange génèrent aussi des anomalies récurrentes. Elles peuvent être à l'origine d'une déprogrammation d'une action de maintenance, voire d'une action de maintenance qui rend l'équipement non-conforme aux exigences de conception ou de construction. EDF doit traiter plus en amont la problématique d'obsolescence qui se pose sur certains matériels. De plus, EDF doit renforcer l'attention portée à la qualification aux conditions accidentelles des matériels, que ce soit lors des opérations de maintenance préventive ou lors des remplacements de matériel. L'ASN note qu'EDF a Le plan d'actions, concernant la maîtrise des exigences de qualification aux conditions accidentelles des matériels et pièces de rechange lancé en 2011 par EDF, n'a manifestement pas abouti à une amélioration effective de la sûreté.

⁷¹ <http://www.asn.fr/index.php/S-informer/Publications/La-surete-nucleaire-et-la-radioprotection-en-France-en-2012>, p 393.

Comme les années précédentes, l'état du confinement et notamment de la troisième barrière et de ses constituants est considéré comme perfectible pour l'année 2012⁷². L'ASN note que le nombre d'événements relatifs au confinement connaît un léger accroissement. La situation en ce qui concerne le maintien de l'intégrité de la première barrière n'est pas satisfaisante, en particulier la propreté des chantiers destinée à éviter l'introduction de corps étrangers dans le circuit primaire. Sur ce point, la situation s'est dégradée par rapport à l'année précédente. L'ASN relève ainsi en 2012 la présence de nombreux corps étrangers dans le circuit primaire notamment en raison de dégradations d'assemblages de combustible..

Au niveau de la conduite, le constat n'est guère plus favorable. L'exploitant déroge trop souvent aux règlements en vigueur voire même aux principes élémentaires de la sûreté. L'ASN considère que des points faibles sont à déplorer, notamment la récurrence d'erreurs de lignage qui sollicitent les équipements sous pression ou de transitoires dynamiques de type « coup de bélier », la préparation insuffisante de certains tests de résistance à la pression et la présence de nombreux colmatages. En outre, un manque d'information à l'ASN avant la mise en œuvre d'interventions notables est constaté ainsi que le non respect de l'article 17.3 du décret du 13 décembre 1999 dans la mesure où certains sites privilégient de maintenir en l'état des équipements non-conformes, sans présenter des éléments de justification suffisants.

Somme toute la situation générale du parc nucléaire est mauvaise. Les conséquences sont évidentes. Non seulement la disponibilité des réacteurs reculent (en moyenne 14 réacteurs sont à l'arrêt chaque jour selon les données de RTE⁷³), mais la sûreté du parc stagne voire régresse. Ces centrales qui peinent à produire de l'électricité exposent les salariés⁷⁴ et l'environnement⁷⁵ à des contaminations et à des irradiations qui n'ont pas lieu d'être.

Le Collectif STOP-EPR ni à Penly ni ailleurs considère dès lors comme totalement justifiés les efforts de l'Autorité de sûreté pour élever les exigences réglementaires auxquelles l'exploitant est soumis.

Pour autant nous déplorons que le processus des évaluations complémentaires de sûreté initié au regard de la catastrophe de Fukushima n'ait pas donné lieu à des prescriptions plus fermes, plus détaillées et plus impératives.

Nous regrettons que les prescriptions complémentaires de juin 2012 comme celles soumises aujourd'hui à la consultation du public ne s'accompagnent d'aucune disposition nouvelle pour permettre à l'ASN de renforcer ses capacités de contrôle des évaluations, études et conceptions faites par l'exploitant

Nous regrettons que les prescriptions complémentaires de juin 2012 comme celles soumises aujourd'hui à la consultation du public ne soient pas plus diversifiées en visant spécifiquement chaque équipement sous pression et les circuits de secours mais aussi chaque partie des bâtiments nucléaires (BR, BK, BAN).

⁷² Les résultats des premières épreuves décennales pour les enceintes des réacteurs de 1 300 MW ont permis d'identifier une évolution des taux de fuite de la paroi interne de certaines de ces enceintes. Cette évolution résulte notamment des effets combinés des déformations du béton et de la perte de précontrainte de certains câbles. En conséquence, en cas d'accident, certaines zones de la paroi seraient susceptibles de se fissurer, ce qui conduirait à des fuites supérieures à celles retenues dans les hypothèses de la démonstration de sûreté

⁷³ http://clients.rte-france.com/lang/fr/visiteurs/vie/tableau_de_bord.jsp?dashMode=&jour=06/08/2012

⁷⁴ http://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Communiqués_et_dossiers_de_presse/Pages/20130723-

Bilan_2012_expositions_professionnelles_rayonnements_ionisants.aspx

⁷⁵ http://energie.edf.com/fichiers/fckeditor/Commun/En_Direct_Centrales/Nucleaire/General/ebookedfbassedef.pdf

Nous regrettons que les prescriptions complémentaires de juin 2012 comme celles soumises aujourd'hui à la consultation du public ne soient pas phasées plus précisément en indiquant des délais clairs et surtout l'obligation de publication de l'avancement des travaux mais aussi des études.

Nous regrettons que les prescriptions complémentaires de juin 2012 comme celles soumises aujourd'hui à la consultation du public n'associent pas les Commissions locales d'information plus étroitement en leur permettant de participer à l'élaboration de prescriptions spécifiques pour chaque INB mais aussi à l'accompagnement des opérations annoncées par l'exploitant et enfin à leur évaluation une fois réalisée.

Nous regrettons que les prescriptions complémentaires de juin 2012 comme celles soumises aujourd'hui à la consultation du public ne s'accompagnent pas d'une mise en demeure de l'exploitant de garantir une élévation réelle de la sûreté sous peine d'une décision de mise à l'arrêt définitif des installations défailtantes.

Nous regrettons que les prescriptions complémentaires de juin 2012 comme celles soumises aujourd'hui à la consultation du public ne proposent aucunes indications sur le coût des opérations et les conséquences de ces travaux sur le prix du kWh.

Nous regrettons que les prescriptions complémentaires de juin 2012 comme celles soumises aujourd'hui à la consultation du public ne donnent pas lieu à des progrès sensibles de l'information et de la transparence. Et nous attendons la publication sur le site de l'ASN d'un bilan actualisé de la réalisation des prescriptions, de leur conformité aux exigences réglementaires et de leur intérêt effectif pour la sûreté.

Enfin Nous regrettons que des prescriptions complémentaires de juin 2012 comme certaines soumises aujourd'hui à la consultation du public sont trop favorables aux exigences d'un exploitant qui a déjà largement amorti des centrales dont la fiabilité et la sûreté sont nettement défailtantes au regard des nouveaux standards de sûreté définis par l'AIEA.

L'enjeu des prescriptions complémentaires n'est pas de limiter la probabilité qu'une catastrophe nucléaire survienne en France⁷⁶ mais de garantir le territoire nationale voire l'ensemble de l'Union européenne⁷⁷ des conséquences dramatiques humaines, environnementales et financières d'un accident. Cette lourde charge ne peut se satisfaire de demi mesures ni se passer d'actes forts.

Si l'Autorité de sûreté veut renforcer son autonomie vis à vis des pouvoirs publics et de l'exploitant, elle doit impérativement concevoir un "noyau dur" d'exigences réalistes. L'arrêt des réacteurs les plus anciens et les plus dangereux doit en faire partie. L'autorité ne se marque pas seulement par des prescriptions aussi pertinentes soient elles, elle implique des décisions fortes et une persévérance dans l'action. L'ASN a déjà donné à voir que son activité de contrôle évoluait vers une plus grande intransigeance. Elle doit aujourd'hui affirmer ses capacités de sanction, élargir ses capacités d'investigation et de surveillance et poursuivre la mise à jour de la réglementation en vigueur. La définition des noyaux durs est l'occasion rêvée pour ce faire. Il est donc urgent de les compléter pour atteindre le but visé initialement.

⁷⁶ http://www.liberation.fr/politiques/2011/06/03/accident-nucleaire-une-certitude-statistique_740208 ; http://www.i-3.fr/wp-content/uploads/2013/02/I3WP_13-ME-02-2.pdf

⁷⁷ <http://www.greenpeace.org/france/PageFiles/266521/EPR-le-reacteur-le-plus-dangereux-du-monde.pdf>

