

**Consultation ouverte par l'ASN
sur le projet d'avis relatif à l'anomalie de la composition de l'acier
du fond et du couvercle de la cuve du réacteur EPR de Flamanville**

Contribution de l'ANCCLI

06 août 2017

L'ANCCLI a souhaité répondre à la consultation lancée par l'ASN sur son projet d'avis relatif à l'anomalie de la composition de l'acier du fond et du couvercle de la cuve de l'EPR de Flamanville en respectant la diversité des points de vue qui peuvent s'exprimer en son sein.

Pour ce faire, la contribution, ci-dessous, présente les remarques de membres de l'ANCCLI, issus de différents collèges et représentant notre pluralité.

Monique Sené, Vice-Présidente de l'ANCCLI, Vice-Présidente du Comité Scientifique de l'ANCCLI, membre de la CLI de Saclay et de la CLIs de Fessenheim Collège « experts »

Le projet d'avis soumis à consultation du public depuis le 10 juillet 2017 est surprenant.

L'Autorité de Sûreté Nucléaire s'appuie certes sur le code de l'environnement et sur des textes encadrant les équipements nucléaires sous pression, mais **l'ASN s'appuie, en introduction de son avis, sur 20 « Vu » qui soulignent l'importance du programme de vérification, engagé.**

Cette liste est particulièrement insolite. L'ASN s'appuie sur sa réponse apportée à EDF et Areva NP suite à ses demandes de contrôles et autres vérifications, contrôles qu'elle n'a pas suivis, mais qui furent confiés à des laboratoires « indépendants ».

Dans l'avis HCTISN de juin 2017, il était souligné que l'avis devait contenir tous les éléments explicatifs sur « comment on pouvait se trouver dans une situation où la cuve de l'RPR ne répond pas au premier critère répondant à la défense en profondeur à savoir conception parfaite et réalisation parfaite ». Or, L'ASN ne cite pas les demandes se rapportant au programme d'essais proposé et réalisé par le fabricant avec le souci de justifier en réalité sa capacité à fonctionner l'EPR et ce malgré le fait qu'elle n'a pas les caractéristiques requises : quel crédit accorder à Areva ?

Par contre, les documents datant du printemps 2015 qui accablaient Areva pour manque de contrôle et acceptation d'une cuve non conforme (en particulier une note du 8 avril 2015) ne sont pas dans l'avis. Compte tenu de la remarque à propos de l'article 9 de l'arrêté du 30 décembre 2015, laissant entrevoir que Areva pourrait engager une procédure de dérogation.

Ce choix permet de mieux comprendre la position de l'ASN. Elle cherche non pas à «recaler» une cuve irrégulière mais seulement à proposer une justification dérogatoire à l'issue du programme d'essais mis en œuvre par l'exploitant, certes à sa demande, mais sans qu'elle en suive vraiment la réalisation, et a priori, les défauts constatés n'affectant sa tenue, elle pourrait rester en place sans menacer d'aucune manière la sûreté de l'installation.

L'ASN joue avec le feu, en acceptant de violer la réglementation pour permettre le démarrage de l'EPR. Comme il est possible de changer cette cuve, même si cela doit prendre au moins 7ans, on ne peut pas, pour des raisons de sûreté, rejeter cette option. La cuve ne doit pas être acceptée car elle n'est pas conforme et en conséquence l'exclusion de rupture ne peut pas être garantie.

In fine toutes ces pièces et documents cités conforte l'ASN dans son suivi, mais il manque les réponses d'AREVA et d'EDF pour que le citoyen puisse s'exprimer.

L'avis s'appuie aussi sur **24 « Considérants »**, qui, pour les premiers, font référence à l'annexe I de l'arrêté du 30 décembre 2015 autorisant le dépôt d'une demande de dérogation. Or, l'ASN dénonce un non-respect par Areva des exigences essentielles de sûreté et de sécurité applicables aux équipements sous pression nucléaires...

Comme le fabricant Areva n'a pas pu « **assurer que les composants fabriqués dans les conditions et selon les modalités de la qualification auront les caractéristiques requises** », on est donc bien en présence d'une cuve non conforme.

Si l'ASN reste discrète sur les causes et les origines pourtant graves et sérieuses des ségrégations majeures positives résiduelles en carbone présentes sur les deux calottes de la cuve, elle insiste sur les conséquences réglementaires de ces irrégularités : « **l'exigence de qualification technique mentionnée au point 3.2 de l'annexe I de l'arrêté du 30 décembre 2015 susvisé n'est pas respectée** ».

Ce faisant l'ASN adopte un parti pris réglementaire pour le moins curieux. Plutôt que fonder son avis sur les arrêtés de 1999 et de 2005 relatifs aux équipements sous pression nucléaire, elle ne retient que le défaut de qualification technique pour déterminer le caractère irrégulier de la cuve. Or, de fait, cette cuve est à un équipement qui ne correspond pas au requis en termes de résistance et de structure.

Cette proposition est la plus choquante de l'avis tel qu'il est présenté par l'ASN.

Tout est dans le «**peut conduire à**», c'est-à-dire dans une formulation qui va à l'encontre du consensus technique mais permet opportunément de valider la thèse du fabricant !

Thèse très simple que l'on peut résumer ainsi : « **même si les caractéristiques chimiques attendues n'ont pas été atteintes, la cuve est tout de même bonne pour le service...** »

On est en droit de s'interroger sur la manière très curieuse de présenter les choses. Dans ce projet d'avis comme dans le rapport CODEP-DEP-2017-019368 présenté au groupe permanent d'experts les 26 et 27 juin 2017, l'ASN ne fait que reprendre les arguments (présentation, argumentaire) du fabricant.

Il en va de même pour les investigations sur les fameuses calottes sacrifiées pour mener le programme d'essais accepté. Des laboratoires « indépendants » ont été sollicités par Areva... si indépendants qu'en avril 2016, il a été demandé d'élargir la liste présentée initialement par Areva. La liste de ces établissements figure dans le rapport CODEP-DEP-2017-019368. A chacun de juger de la réalité de leur indépendance vis-à-vis de l'industrie nucléaire...

Ces considérants abordent des points très techniques qui ne font pas consensus. **Les experts qui ont exprimé une position minoritaire au sein du Groupe Permanent d'Experts considèrent, à la différence de l'ASN et des autres experts officiels, que l'ensemble des situations pouvant solliciter le fond et le couvercle de la cuve n'a pas été suffisamment recensé et caractérisé.**

Très concrètement, cela signifie que face au risque de rupture brutale du fond et du couvercle de cuve qu'il fallait exclure, l'application de marges lors du programme d'essais aboutit à un résultat conforme à la réglementation en vigueur.

L'application d'autres coefficients moins favorables à l'exploitant n'aboutit pas au même résultat !

Reste ce dernier considérant sur Creusot Forge pour le moins surprenant au regard de tout ce qui a été découvert dans cette usine depuis deux ans. Problèmes qui ne sont pas encore résolus puisque l'autorisation de reprendre les activités n'est toujours pas accordée...

Somme toute, on est en présence d'un argumentaire qui s'écarte très nettement de tout ce qu'a pu dire et écrire l'ASN depuis 2015.

On est là très loin du constat sévère présenté en octobre 2016 par Pierre-Franck Chevet devant l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques.

L'évolution de la position de l'ASN est d'autant plus choquante qu'elle se fait à rebours de la mission principale qui revient à cette institution, celle d'être le «gendarme du nucléaire».

En effet cet avis tel qu'il est présenté aujourd'hui apparaît plus comme celui d'un organisme de conseil qui aide l'industriel à surmonter une difficulté passagère que celui d'une Autorité administrative indépendante dont le rôle est de veiller à la stricte application de la réglementation en vigueur.

Les éléments produits par Areva NP pour justifier de l'aptitude au service de la cuve, bien qu'ils soient conformes à la démarche attendue et malgré les efforts apportés à la profondeur de la caractérisation du matériau, à l'exhaustivité des situations envisagées et au conservatisme des hypothèses, **montrent que les marges que présentent les propriétés mécaniques du matériau en zone ségréguée vis-à-vis de la prévention du risque de rupture brutale de la cuve sont significativement réduites par rapport aux propriétés attendues en l'absence de ségrégation majeure.**

Le non-respect de l'exigence de qualification technique de la cuve constitue une atteinte inédite, par sa nature et par son contexte, du premier niveau de la défense en profondeur.

L'excès de confiance, le caractère tardif de la détection des ségrégations et le choix industriel de mener l'installation de la cuve à son terme avant de procéder à leur caractérisation constituent des éléments aggravants de cette atteinte au principe fondamental de défense en profondeur.

Les éléments apportés sur le suivi en service ne constituent pas des mesures effectivement compensatoires, dans le sens où ils visent à surveiller les phénomènes redoutés dans le contexte de ces propriétés dégradées, et non à restaurer par des mesures en exploitation tout ou partie des marges perdues au niveau de la conception et de la fabrication.

En conséquence, le caractère suffisant de la tenue mécanique de la cuve ne suffit pas à atteindre un niveau de sûreté satisfaisant au sens de la défense en profondeur.

Cette conclusion doit être mise en regard de la possibilité ou non de remplacer les éléments ségrévés avant l'éventuelle mise en service de la cuve.

À cet égard, bien que le Groupe permanent n'ait pas été saisi sur cette question, il est important de souligner que les éléments du dossier remis par Areva semblent indiquer que le remplacement du couvercle et du fond de cuve reste à ce stade techniquement possible.

Toujours est-il que la seule limite claire proposée par l'ASN concerne le couvercle. C'est une bonne chose... sauf que la date envisagée n'est pas établie à partir des résultats du programme d'essais mais de considérations industrielles qui n'ont pas grand-chose à voir avec la sûreté nucléaire !

Est-ce un avis de l'ASN qui nous est présenté ou un exposé des besoins d'un industriel qui n'a pas fait la preuve qu'il sait construire l'EPR qu'il a pourtant conçu...

La conclusion que tire l'ASN du constat établi par le fabricant à l'issue du programme d'essai est aux limites de l'absurde. Si l'ASN valide les résultats recueillis en dépit d'incertitudes fortes, elle s'empresse immédiatement de nuancer le blanc-seing accordé à Areva en requérant des « **contrôles périodiques** » sur les calottes finalement acceptées en dépit de faiblesses structurelles qui demeurent.

La thèse qui se cache derrière cette proposition est simple. Si l'ASN reconnaît que la cuve peut tenir tel quel quelques années, l'excès de concentration en carbone pourrait s'avérer rapidement préjudiciable à la sûreté voire dangereux...

D'où la proposition « **qu'il est essentiel de s'assurer tout au long du fonctionnement du réacteur que ces paramètres restent dans le cadre de la justification, et notamment de garantir l'absence d'apparition de défaut.** ».

Tout cela n'est guère sérieux. Tout d'abord parce qu'on est en droit d'attendre au vu des essais réalisés une présentation plus précise des risques inhérents au vieillissement voire une ébauche de calendrier qui permettrait de suggérer une durée au-delà de laquelle la mise à l'arrêt de l'installation s'imposerait. Ensuite parce que la distinction faite entre fond et couvercle n'est pas suffisamment étayée... alors que bien des éléments qui figurent dans le rapport d'Areva laissent penser que le couvercle est effectivement plus fragile que le fond de cuve...

L'avis formulé par l'ASN à l'issue des 5 pages de justification se distingue par sa pauvreté tant sur le plan technique que réglementaire car la cuve ne peut respecter la réglementation, ainsi que le couvercle et la calotte de fond qui doivent être changés, ce qui est possible, mais demandent du temps et bien sûr des fonds. L'essentiel porte sur les contrôles qui devront être mis en œuvre dans le but de « détecter les défauts perpendiculaires aux peaux, quelle que soit leur orientation, dans les 20 premiers millimètres à partir des surfaces

interne et externe du métal de base ». On en reste donc à une approche « surfacique » alors que bien des éléments donnent à voir que les ségrégations en carbone s'étendent au-delà de la demi-épaisseur des calottes de cuve, c'est-à-dire à plus de 100 millimètres...

La seule précision que l'on a sur la périodicité des contrôles est qu'ils « devront être mis en œuvre sur le fond de la cuve du réacteur EPR de Flamanville à chaque requalification complète du circuit primaire principal », c'est-à-dire lors des visites décennales qui incluent déjà des contrôles sur des cuves.

On a donc affaire à un avis qui propose quelque chose qui existe déjà et qui est mis en œuvre depuis bien longtemps par les exploitants nucléaires...

L'ultime demande proposée par l'ASN concernant « les chargements mécaniques sur le couvercle dans la situation d'éjection de grappe » est utile et intéressante mais elle ne compense pas un avis au mieux dérisoire au regard de ce que le fabricant a été incapable de faire, de ce que le maître d'œuvre a été incapable de repérer, de ce que l'ASN a été incapable de surveiller...

Cette cuve n'est pas conforme à la réglementation, il est possible de changer les éléments défectueux (couvercle et calotte de fond moyennant du temps et un nouvel effort financier donc on ne peut pas risquer la rupture du fond de cuve : il faut tout stopper ces propositions de réception d'un élément essentiel non conforme.

**Michel Eimer, Membre du Bureau de l'ANCCLI,
Vice-Président de la CLI de Saint-Laurent-des-Eaux
Collège « experts »**

L'ANCCLI, à sa demande conjointe avec les CLI de la Manche, a été associée au dialogue technique sur l'anomalie de la composition en carbone de l'acier du fond et du couvercle de la cuve EPR de Flamanville. Elle en remercie l'ASN et l'IRSN pour cette ouverture à la société civile. Le constat trop tardif de cette anomalie s'inscrit dans un contexte de crise de confiance en la rigueur industrielle du constructeur Areva NP. C'est particulièrement fâcheux puisque l'EPR a la prétention d'être le fleuron en matière de sûreté nucléaire.

Sans remettre en cause notre confiance en l'ASN et l'IRSN, il n'en reste pas moins que la décision d'autoriser la mise en service de la cuve de l'EPR de Flamanville est une dérogation lourde de sens. En dépit d'un ensemble impressionnant de contrôles et essais complémentaires pour exclure le risque de rupture brutale, toutes les assurances de sûreté ne sont pas démontrées notamment pour le couvercle et la dérogation constitue un précédent fâcheux à l'égard des constructeurs et exploitants. Cette affaire révèle la nécessité de contrôles en amont de l'installation sur site pour ne pas être mis en situation de fait accompli.

**Anita Villers, Membre des groupes permanents « Déchets »
et « Post-Accident » de l'ANCCLI
Collège «association»**

Proposer une large consultation sur un problème aussi crucial que celui de l'anomalie de la composition de l'acier du fond et du couvercle de la cuve du réacteur EPR de Flamanville témoigne d'une volonté affirmée de l'ASN d'ouverture à la société et sans doute aussi de **la nécessité de partager la complexité d'une décision** qui engage le long terme.

Le risque est identifié et reconnu par le constructeur Areva NP

Quelle confiance accorder maintenant à un opérateur qui a falsifié des dossiers et a installé une cuve en sachant qu'elle n'était pas conforme ?

Le regret universellement partagé maintenant est que l'anomalie connue **avant la mise en place** de la cuve aurait offert davantage de libertés et de possibilités pour réaliser des contrôles précis impossibles actuellement. La décision de refaire la cuve aurait pu être envisagée ce qui aurait certes retardé la mise en service de l'EPR mais la sûreté aurait été davantage garantie à long terme.

Le coût aurait été démultiplié, la durée prolongée mais ne le sont-ils pas actuellement avec l'ensemble des innombrables tests et mesures déjà réalisées et encore nécessaires tels ceux effectués via des calottes sacrificielles, sans parler des interventions de divers experts pour des contrôles très pointus faisant appel à des technologies innovantes et donc exorbitantes mais dont l'intérêt permet aussi de mettre au point de nouveaux tests.

Malgré tout cela, le doute concernant une potentielle rupture du fond de cuve subsiste.

Face aux enjeux multiples qu'il s'agisse du renom de l'industrie nucléaire française et des marchés potentiels à venir face à la concurrence des prototypes chinois déjà en service, des coûts déjà engagés, **la décision est très difficile à prendre** car c'est de l'avenir de la production d'électricité à partir du nucléaire dont il s'agit, d'où d'inévitables pressions du secteur industriel concerné mais aussi sans doute politiques et financières

La lecture du projet d'avis ASN évoquant les raisons qui ont conduit à exiger des compléments d'expertises dès 2015 notamment sur la qualification technique
« considérant que...

- dans le cadre de la qualification technique des calottes du fond et du couvercle de la cuve .. ces composants n'ont pas les caractéristiques requises initialement lors de la conception par le fabricant ;
- le risque d'hétérogénéité... a été mal apprécié et ses conséquences mal quantifiées ;
- l'exigence de qualification technique... n'est pas respectée ;
- la présence d'une zone de ségrégation majeure positive du carbone peut conduire à diminuer la ténacité de l'acier...

et au final le **rendu d'un avis favorable** certes sous conditions et après de nombreux tests durant une année.

l'ASN « **considérant que...**

- le dossier technique d'Areva NP du 16 décembre 2016 susvisé conclut que l'anomalie ne remet pas en cause l'aptitude au service du fond et du couvercle ;
- Areva NP a justifié que le procédé de fabrication utilisé n'était pas de nature à créer de défaut préjudiciable à la qualité des pièces ;
- s'agissant des chargements thermomécaniques, ... il convient toutefois qu'Areva NP confirme les chargements mécaniques sur le couvercle en situation d'éjection de grappe ;
- l'aptitude au service du fond et du couvercle de la cuve du réacteur EPR de Flamanville repose sur une justification d'exclusion du risque de rupture brutale.

laisse néanmoins perplexe même si il est stipulé que :

- il est essentiel de s'assurer tout au long du fonctionnement du réacteur... de garantir l'absence d'apparition de défaut ;
- de tels contrôles sont réalisables de manière périodique sur le fond de cuve ;
- qu'il est donc acceptable qu'il ne soit pas mis en œuvre de contrôle avant fin 2024.

C'est le même ressenti à partir de ces quelques extraits du rapport ASN Cedep DEP 2017-019368 et IRSN 2017-00011 qui présentent les réponses apportées par Areva NP en 2016 suite aux demandes de tests supplémentaires précis et multiples de l'ASN aidée de l'IRSN face aux réponses du fournisseur jugées insuffisantes en 2015 pour lever les doutes et relativiser les risques notamment celui d'une éventuelle rupture brutale et ceux concernant le couvercle.

Page 17 – extrait concernant la cuve

« Dans sa lettre en référence [7], l'ASN a indiqué à Areva NP considérer que l'exigence de qualification technique de l'arrêté ESPN en référence [3] n'est pas respectée pour ces calottes puisque le risque d'hétérogénéité a été mal apprécié et que le matériau n'a pas les caractéristiques attendues. Areva NP envisage donc de transmettre à l'ASN une demande d'autorisation de mise en service de la cuve du réacteur EPR de Flamanville, alors qu'elle n'a pas satisfait à l'ensemble des exigences réglementaires, en application de l'article 93 de l'arrêté ESPN en référence [3]. Le présent rapport s'inscrit dans le cadre de l'instruction technique anticipée de cette demande d'autorisation »

Page 60 – extrait concernant le couvercle

« Areva NP a comparé les caractéristiques mécaniques des calottes sacrificielles et des calottes de la cuve du réacteur EPR de Flamanville, déterminées en zone de recette au moment de leur fabrication. Puis, dans le cadre du programme d'essais mené en 2016, Areva NP a déterminé les propriétés de résilience et de ténacité de ces différentes calottes en zone de recette.

Areva NP considère que ces valeurs correspondent à celles attendues pour ce type de matériau. Bien que la calotte supérieure FA3 présente les propriétés de traction et de résilience les plus faibles parmi les cinq calottes du programme, Areva NP

considère qu'elles restent représentatives des valeurs attendues et sont comparables aux valeurs obtenues lors des essais de recette sur les viroles de cœur des cuves des projets de réacteurs EPR finlandais, anglais et français provenant d'un autre fournisseur. »

Le Groupe d'expert confirme les mêmes doutes et, prenant en compte les nombreux tests réalisés, confirme la nécessité de changer le couvercle et accentue les nécessaires contrôles à réaliser pour surveiller un fond de cuve qui, dès l'éventuelle mise en service contiendra des anomalies.

Conclusion

L'avis provisoire ASN « ***L'anomalie de la composition en carbone de l'acier du fond et du couvercle de la cuve du réacteur EPR de Flamanville n'est pas de nature à remettre en cause la mise en service*** » est assorti de conditions contraignantes pour une sûreté de long terme car « ***des irrégularités ont été détectées chez Creusot Forge*** ».

- la fiabilité du constructeur de ces pièces capitales pose donc question même si Areva NP s'est entourée de toutes les précautions nécessaires et s'est appuyée sur les experts indépendants mandatés pour les multiples tests à réaliser ;
- le fait que l'ASN conditionne son autorisation à l'obligation d'un changement de couvercle dès fin décembre 2024, délai nécessaire pour fabriquer un nouveau couvercle ;
- le fait que le groupe d'experts dénonce également les défauts initiaux de fabrication et demande des contrôles complémentaires avant la mise en service.

Tout cela fait que : la confiance reste limitée sur la fiabilité du couvercle jusqu'en 2024 et le doute important sur les risques de rupture dans la cuve à long terme. Au nom de l'éthique vis à vis des générations futures, au nom de la renommée du sérieux de la filière nucléaire française, envisager de changer la cuve si cela est encore possible, témoignerait d'une grande lucidité.

**André Copin, Membre de l'ANCCLI,
membre de la CLI de Dampierre
Collège « experts »**

Tout d'abord, j'ai très apprécié le travail de dialogue et d'échange initié par l'ANCCLI avec l'IRSN, l'ASN, HCTISN, Areva et EDF. Ainsi j'ai pu participer à l'ensemble des réunions dites " Dialogue technique sur le dossier EPR" en lien avec la problématique de ségrégation majeure positive résiduelle de carbone dans les calottes de la cuve EPR Flamanville 3. Démarche engagée dans la perspective de l'accès à l'expertise et d'accompagnement de la montée en compétence des acteurs de la société civile sur ce dossier.

Ce sujet complexe d'analyse pour l'appréciation de la tenue mécanique de l'acier de cuve, m'a demandé un travail personnel. Tout d'abord une remise à niveau de mes connaissances scientifiques et techniques sur ce domaine particulier (mécanique de la rupture, analyse du risque de rupture brutale de l'acier de cuve).

Pour ce travail personnel j'ai tout particulièrement étudié l'ensemble des dossiers mis à notre disposition par l'IRSN, l'ASN. Ces dossiers très pédagogiques, permettent une appropriation des éléments essentiels scientifiques, en les resituants dans le contexte des enjeux de sûreté.

Pour ma part je me suis investi dans l'analyse détaillée des deux rapports du GP des experts ESPN :

- 1 / Rapport IRSN 2015 - CODEP-DEP-2015. 0377971 version publique
- 2 / Rapport IRSN 2017 - CODEP-DEP-2017.00011 version publique

Ces rapports sont d'une très grande richesse, leur pédagogie permet de mieux appréhender la complexité du phénomène de ségrégation carbone. Mais aussi, d'apprécier le processus d'évaluation du risque de rupture brutale, puis en estimer de niveau de marge réelle.

Pour compléter mes connaissances sur ce domaine des sciences métallurgiques, comprendre le comportement des matériaux sous sollicitations mécaniques, l'appropriation des documents suivants m'a été très éclairante :

1 / Société Française de Physique : revue Reflets de la Physique n° 44-45 de juillet-août 2015 - La cristallographie, science et techniques - tout particulièrement l'article « Etudier les propriétés dynamiques des dislocations pour prédire la déformation plastique des cristaux par chercheur du CNRS/ONERA ».

2 / Revue Générale Nucléaire (RGN) - N1 janvier-février 2015 dossier : Matériaux des réacteurs : l'expertise à l'appui de l'innovation - Notamment l'article « Effet de préchargement à chaud sur la ténacité de l'acier de cuve de réacteur à eau pressurisée 16 MND 5 fortement irradié » (résultats d'un programme commun d'essais CEA-EDF-Areva).

3 / Livre : Les matériaux du nucléaire : Modélisation et simulation des matériaux de structure - CEA - e-den : Une monographie de la Direction de l'énergie nucléaire, Editions Le Moniteur.

3.1 - les outils de caractérisation mécanique : pages 95 à 104

essais mécaniques Charpy-mini-Charpy

essais de ténacité sur petites éprouvettes

essais de flexion ou de traction sur mini éprouvette

3.2 - plasticité et rupture : pages 161 à 167

modélisation de la mobilité des dislocations

comportement macroscopique des aciers

3.3 - l'approche locale de la rupture fragile, et de la rupture ductile des aciers : pages 185 à 188

3.4 - la simulation de l'effet de préchargement à chaud ou effet WPS particulièrement étudié dans l'industrie électronucléaire, il introduit la notion de ténacité effective qui dépend de l'histoire du chargement du matériau : pages 186 à 187

Recherches sur internet :

- Choix des codes de construction : EPR Global Application IAEA 50 C - QA ISO 9001-2000 - comparaison RCC-M, ASME, KTA.

- Gazette nucléaire sur le Net n° 281 septembre 2016 GP du 30.09.15 (IRSN) Analyse démarche AREVA (GSIEN).

- Matériaux à hautes performance - Matériaux pour l'Energie - Tenue cuve EPR par un assistant ECP.

AVIS sur projet d'avis de l'ASN relatif à l'anomalie de la composition de l'acier du fond et du couvercle de la cuve du réacteur EPR de Flamanville

Après croisement de mes différentes recherches personnelles, des informations reçues, des échanges approfondis lors des 5 réunions "dialogue technique cuve EPR" ANCCLI/IRSN/ASN, l'avis n° 2017 xxxxx de l'ASN mis en consultation me paraît objectif et cohérent vis à vis des exigences de sûreté nécessaires à garantir tout risque de rupture brutale de la cuve EPR.

La mise en œuvre par Areva NP du programme d'essais expérimental de détermination des caractéristiques mécaniques des zones ségréguées (1722 essais mécaniques : traction, résilience, ténacité - 1503 analyses chimiques) sur les 3 calottes sacrificielles est d'une importance fondamentale. On peut le considérer comme une recherche technique de niveau international, car il permet d'enrichir les connaissances scientifiques de l'acier de cuve (18 MND 5), pour son comportement sous excès de carbone.

Les résultats obtenus notamment sur la ténacité de l'acier en zone ségréguée ont permis de définir des marges réelles vis à vis du risque de rupture brutale. Cette démonstration est réalisée en vérifiant que le niveau de contrainte dans les zones les

plus chargées des calottes (contraintes dans l'épaisseur de cuve (modélisation par éléments finis), majorée avec les facteurs de sécurité codifiés RCC -M), reste très inférieure à la ténacité suffisante de l'acier (valeur minorée par conservatisme).

On peut en déduire que la marge vis à vis du risque majeur de rupture fragile et brutale de la cuve est effective. La démonstration de sûreté est réalisée par cette approche conservatrice conforme à la culture sûreté.

La comparaison des exigences de l'arrêté ESPN (résilience de 60 J à 0° C), aux exigences du code ASME (40 J à 0°C) et du code KTA (40 J à 0 °C) renforce la sévérité de cet arrêté vis à vis du risque de rupture brutale de la cuve et est de nature à montrer une amélioration notable du niveau de sûreté de l'EPR en France.

Concernant les marges vis à vis du risque de rupture brutale de la cuve EPR, bien que déterminée avec conservatisme, la présence des zones ségréguées réduit cette marge en comparaison des zones non ségréguées, mais reste suffisante.

La connaissance actuelle (programme d'essais commun CEA-EDF-AREVA) de l'effet de préchargement à chaud sur la ténacité de l'acier de cuve de réacteur à eau pressurisée 16 MND 5 fortement irradié (RGN n°1 janvier-février 2015 - Matériaux des réacteurs :l'expertise à l'appui de l'innovation), Les Matériaux du Nucléaire - Modélisation et simulation des matériaux de structure CEA - e-den : Une monographie de la Direction de l'énergie nucléaire - section : Simulation de l'effet de préchargement à chaud pages 186/187,

me conduit à formuler la remarque suivante : **l'effet de préchargement à chaud** ou effet WPS (Warm, Prestress, Effect) confirmé pour une fluence de l'acier équivalent à une vie de 60 ans, montre la non rupture fragile de l'acier, quand la charge est maintenue constante ou quelle est réduite pendant que la température diminue (exemple d'accident du type APRP). Ce qui démontre l'effet de l'histoire du chargement sur la résistance à la propagation de fissure de l'acier de cuve (16 MND 5) irradié (fluence à 60 ans).

Cet effet semblerait en capacité d'apporter une marge supplémentaire, vis à vis du risque de rupture brutale pour des situations accidentelles, pour lesquelles l'acier serait en situation de préchargement à chaud, ce qui évidemment ne couvre pas tous les cas extrêmes analysés .

Sous réserve d'une analyse détaillée, les situations d'épreuves à froid de la cuve seraient à suivre avec la plus grande attention, car seule subsisterait la marge classique calculée à froid. Toutefois dans cette situation, le combustible n'est pas présent en cuve, il n'y a plus de risque vis à vis de la sûreté du cœur, seul subsiste un risque industriel.

Concernant le non respect par Areva NP du premier niveau de défense en profondeur, la logique de renforcer le deuxième niveau par la nécessité du renfort des contrôles non destructifs à chaque requalification complète du circuit primaire principal me paraît indispensable. C'est une sage solution où la connaissance des marges vis à vis du risque de rupture brutale, me paraît beaucoup moins risquée que l'engagement du remplacement technique de la calotte inférieure de la cuve de l'EPR de Flamanville.

**Yves Baron, Membre du Conseil d'Administration de
l'ANCCLI, Membre du Comité Scientifique de l'ANCCLI
Jacques Foos
Jean-Paul Martin
3 Membres des CLI du Cotentins
Collège « experts et associatifs »**

Tout « ça » pour « ça »

Résumé

Nous allons tenter de relater les diverses discussions ayant eu à traiter de la réalisation de la « cuve du réacteur EPR ». Ce rappel aura lieu sous une forme factuelle, technique, et administrative.

Nous précisons tout d'abord la situation de la cuve dans une installation du type réacteur nucléaire pressurisé ainsi que le panorama mondial de la réalisation de ces appareils.

Nous évoquerons le déroulement des textes réglementaires en France.

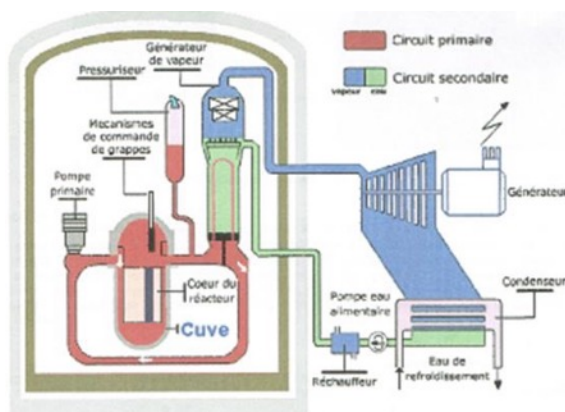
Nous porterons notre attention sur le paramètre ayant conduit l'Autorité de Sécurité Nucléaire (ASN) à utiliser le terme de « anomalie sérieuse », voire « très sérieuse », à plusieurs reprises, paramètre qui n'est autre, à l'origine, que la teneur en carbone de cette nuance d'acier. Pour constater in fine qu'il ne s'agissait nullement d'un phénomène nouveau. D'où d'ailleurs naturellement l'acceptation par l'ASN au final, des appareils ayant fait l'objet de déclarations utilisant le terme « d'anomalie sérieuse ».

Nous présenterons une restriction nouvelle de l'ASN au sujet du contrôle ultérieur de l'état du couvercle, en regard des règles de conception imposées par la DSIN (présentement ASN) pour la conception dudit couvercle.

En conclusion nous exprimerons « les leçons médiatiques » de cette affaire.

Plan de la note

1-rappel de la nature des installations nucléaires évoquées ci-après



2- France : les textes réglementaires présentés chronologiquement.

3-retour métallurgique sur la nature de l'acier utilisé.

4-le rôle du composant **carbone**.

5-le couvercles de cuve -règles de conception et restriction nouvelle de l'ASN.

6-conclusion de cette polémique.

7-Quelques références bibliographiques—repères [1] à [9] en fin de note.

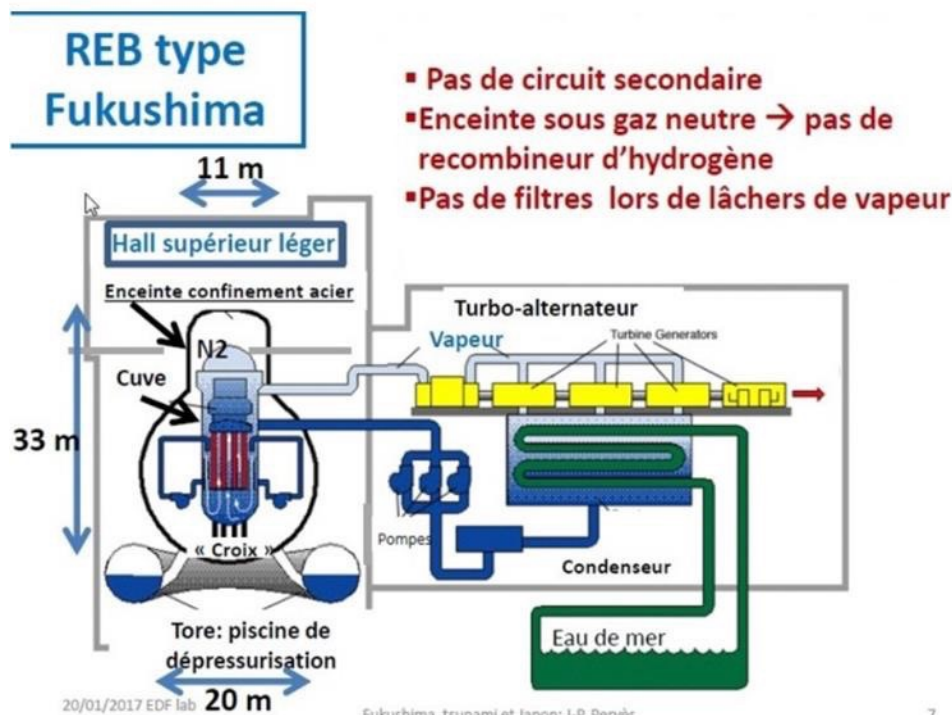
TOUT «ÇA» POUR «ÇA»

1- Rappel de la nature des installations nucléaires évoquées ci-après :

Le concept du réacteur électronucléaire pressurisé est le fruit de l'ingénierie Westinghouse des États-Unis d'Amérique. La France l'a adopté dès 1974 pour son parc électronucléaire, mais le concept a été aussi adopté au plan international pour les appareils navals propulsifs sur les navires et sous-marins des marines de guerre.. Disons qu'il s'agit simplement de réacteurs pressurisés, à eau légère.

Rappel succinct du cycle de fonctionnement. La cuve contient l'eau sous pression (155 bars), chauffée par le dégagement thermique du combustible qui est le siège de la fission nucléaire subie par l'uranium. Les grappes de contrôle de cette réaction de fission sont situées dans le cœur du réacteur et mues par les mécanismes situés sur le couvercle de cuve.

Cette eau chaude échange sa capacité thermique avec un circuit secondaire dans un échangeur à tubes (cas des réacteurs pressurisés), pour produire de la vapeur.



Le concept du réacteur bouillant, de Général Electric, est aussi un réacteur pressurisé, à eau légère avec un seul circuit dit primaire au lieu de deux circuits qui figurent dans le concept Westinghouse. (Voir schéma ci-dessous).

Le parc électronucléaire français de 58 réacteurs est composé uniquement de réacteurs pressurisés, et ne comporte aucun réacteur dit bouillant.

Il existe de par le monde, depuis plus de 40 ans, environ 440 réacteurs de ces deux types. Auxquels s'ajoutent de l'ordre de 245 réacteurs militaires sur 180 navires de guerre.

Le cumul des années de fonctionnement représente environ en 2014 le chiffre de 11 000 années-réacteur de fonctionnement uniquement pour le secteur civil, ce qui traduit le retour d'expérience acquis sur ces installations.

2- FRANCE - Les textes réglementaires présentés chronologiquement :

Février 1974 - le texte réglementaire est l'arrêté émis par l'administration (portant sur les objectifs et la qualité de fabrication, études et pratiques qui ont conduit à l'établissement d'un code français de conception et de construction des matériels mécaniques (RC CM 1980) qui formalisa la pratique des industriels français.

Le programme de construction de ces appareils, en France, c'est-à-dire pour les réacteurs électronucléaires s'est arrêté avec la commande, puis la mise en service du dernier réacteur qui fut celui de Civaux 2 (début de construction fin 1991 pour une divergence fin 1999 - la construction de l'EPR de Flamanville 3 a débuté en 2007)

12 Décembre 2005 - nouveau texte réglementaire, édicté par l'Administration qui remplaça alors le texte de février 1974. À noter qu'à cette date aucun projet électronucléaire n'avait été lancé en construction, en France, depuis 1991 soit depuis 14 ans.

Ce texte, l'arrêté ESPN, ne s'applique plus au seul circuit primaire dont la cuve fait partie, mais à tous les circuits sous pression de la chaudière nucléaire.

3- Retour métallurgique sur la nature de l'acier utilisé :

La nuance d'acier utilisée pour les cuves de réacteurs a toujours été celle désignée sous la normalisation 16 MND 5 (AFNOR) qui sera portée ultérieurement à 18 MND 5 (à l'exception des premières cuves américaines).. Cette nuance correspond à la classification américaine ASTM A 508 classe 3 et dès 1964 cette nuance fut élaborée par Forges et Ateliers du Creusot, et donc adoptée par la suite par EDF.

C'est une nuance qui est universellement utilisée. Que peut-on rappeler en termes de **teneur en carbone**, qui est le composant nécessaire à l'existence d'un acier :



- dans la compilation de tous les aciers forgés pour les réacteurs électronucléaires Français, on note que le RCCM accepte 0,22 % sur le produit de base mais la compilation met en évidence la ségrégation de carbone jusqu'à 0,40 % (thèse Laurence SIMONET parue en 2006 et portant sur le programme électronucléaire français). Notons d'ailleurs que le RC CM édition 1980 prévoit fascicule M 21

11 au § 3.2 forgeage, les dispositions suivantes : " *Un chutage suffisant....pour éliminer la majeure partie des ségrégations.*" Ce qui ne laisse pas ignorer le phénomène de ségrégation de carbone.. (phénomène qui se retrouve également dans des lingots de 600 t coulés au titre de l'Allemagne et dont la teneur en carbone atteint 0,31 %.

- Code ASME qui pour le même acier autorise 0,27 % de carbone
- Le code allemand KTA dit 0,17 à 0,23 % sur produit et avec les résiliences indiquées ci dessous (AREVA/ IRSN précisent que les mesures sur le fond de la

cuve de Flamanville 3 donnent dans la zone de teneur maximum de carbone une valeur de 0,32 %.)

Les termes de valeur qualifiant le paramètre résilience :

Il serait intéressant de connaître les raisons techniques qui ont fait passer par exemple les exigences pour la résilience à 0°C du matériau 16 MND 5, et pour les pièces soumises à irradiation, depuis les valeurs de 70 J/cm² et 50J/cm² **sens travers** (valeur minimale moyenne et valeur minimale individuelle RC CM 1980) à l'exigence de 80 J/cm² et 60 J/cm² respectivement et cela **sans distinction désormais entre le sens travers et le sens long** du corroyage (édition 2012 RCCM) alors que cet écart est en moyenne de 40 %, métallurgiquement parlant . Or le RC CM indique bien (§ M 21 11) que « le coefficient de corroyage doit être supérieur à 3 » ce qui rappelle la nécessaire anisotropie du métal, due ou malgré le forgeage.

Les valeurs de l'arrêté ESPN, fixées d'une manière non connue à ce jour, sont également à rapprocher de celles du code ASME qui donne pour cette nuance d'acier, une valeur de la résilience de 41 J/cm² à 4°C sur la moyenne de trois échantillons et une valeur minimum de 34 J/cm² sur un échantillon individuel .Et également des règles allemandes du code KTA , prescrivant une valeur de la résilience de 34 J /cm² en valeur individuelle et 41 J/cm² en valeur moyenne à la température d'essai de 0° C (à la température de -20° C, les valeurs acceptées sont évidemment plus basses).

En définitive, le fond et le couvercle de la cuve de Flamanville 3, avec les résiliences affichées pour une teneur max en carbone de 0,32 % sont dans le cadre des valeurs de résilience qui ont toujours été acceptées. Il est à noter aussi que le fond et le couvercle de la cuve du réacteur EPR sont soumis à un flux neutronique qui est à plusieurs décades en-dessous de ceux des réacteurs construits jusqu'à ce jour. C'est-à-dire que l'effet mécanique de vieillissement par bombardement neutronique est quasi nul dans le cas de l'EPR.

Seule l'exigence administrative qui a porté ces valeurs de 56 à 60J/cm² en individuel (pour arrondir ...) a conduit, sans doute, à utiliser les termes de « anomalie sérieuse » !

Or les valeurs de la résilience qui sont affichées suivant la température de l'essai et la teneur en carbone, débouchent ensuite sur le véritable paramètre de conception, à savoir la valeur de la « **ténacité de l'acier** », la résilience n'étant qu'un paramètre indicatif.

Les essais de Areva ont démontré que la **ténacité déterminée** sur l'acier lui-même utilisé pour le fond et le couvercle de Flamanville 3, respectait largement les marges prises à la conception du réacteur et donc les marges de sécurité retenues. Rappelons que ce programme exécuté par Areva avec l'utilisation de laboratoires indépendants, a porté sur 1700 essais ce qui est quand même un chiffre inédit à ce jour pour un seul appareil...

4- Le rôle du composant carbone :

Quelques mots sont nécessaires au sujet de ce composant qui a été présenté tout le long de ces deux ans comme un élément « perturbateur ». Le carbone est un additif au fer, entre autres, pour aboutir à un matériau dit « acier ». Les aciers peuvent contenir jusqu'à 1,9 % de carbone. Les fontes commencent à 1,9 % et peuvent contenir jusqu'à 6 % de carbone.

Le carbone est dissous totalement à la température de 900–950° C (c'est la phase d'austénisation).

Mais, la vitesse de refroidissement d'une pièce massive est différente en surface de la pièce et à cœur de celle-ci, d'un facteur souvent supérieur à 20, au moins pour les épaisseurs de virole de 250 mm. Le carbone précipite alors à nouveau sous forme de carbures notamment à partir d'une température plus basse en cours de refroidissement.

Le phénomène est irrépessible et a toujours existé. Tout l'art du forgeron est d'éliminer au maximum les portions ségréguées. (voir ci-avant le texte du RC CM édit. 1980 alinéa M2111 §3-2 qui en fait expressément mention).

Pourquoi ? Parce que l'augmentation de la teneur en carbone diminue les valeurs de la résilience. Et pourrait donc diminuer la valeur d'un paramètre important : **la ténacité** (voir plus haut).

Et la valeur retenue de la **ténacité a été évaluée pour éviter une rupture brutale de l'appareil à partir de la propagation progressive puis instantanée d'une fissure préexistante.**

- Ainsi toutes les mesures effectuées par AREVA sur un total de 1700 essais sur éprouvettes, ont largement validé la valeur retenue ainsi que la qualité adéquate pour la tenue de la cuve (fond et couvercle).

- En fait il ne s'agit pas d'un phénomène nouveau, qualifié « d'anomalie sérieuse », car ce phénomène a toujours été l'objet d'études poussées depuis l'origine du programme électronucléaire mondial.

Nous pouvons citer pour mémoire :

- Généralités sur la rupture brutale « CEA- BIST mai 1974. (Référence 5 en fin de note) .
- Rapport CEA–Euratom–Framatome de 1976 à 1979 qui s'intitule « étude probabiliste de la rupture de cuves de réacteurs à eau sous pression » (référence 6 en fin de note).
- Thèse de doctorat de Benoît Vereecke–« Une analyse probabiliste du comportement d'une famille d'aciers pour cuve de REP en cas d'accident grave »– Université Paris VI– 2005–(référence 8 en fin de note).
- Thèse de doctorat de Laurence SIMONET, sur l'acier des cuves des réacteurs français–soutenue le 20 décembre 2006 (référence 7 en fin de note).

Suivi récemment par l'énorme programme développé depuis deux ans par Areva avec le concours de deux laboratoires indépendants qui ont apparemment repris toutes les études antérieures d'après les résultats qui ont été présentés (plus de 1700 essais et nombreuses pièces sacrificielles). Donc nous pouvons légitimement demander la raison de tous ces messages particulièrement alarmistes diffusés par

les médias, en regard d'un phénomène connu et dont les discussions à la marge résultent plutôt de directives administratives que techniques.

Nous ignorons l'origine de ces demandes et nous serions intéressés par la connaissance de ces paramètres de calcul et les raisons technologiques ayant conduit à l'adoption de ces nouvelles valeurs.

Car il est bien certain qu'il ne peut s'agir d'avoir voulu ignorer de façon délibérée tout ce qui avait servi à fonder les programmes électronucléaires, et ses pièces forgées de grande taille.

Ou encore d'avoir été induit vers une voie alarmiste par méconnaissance des résultats des études antérieures.

5 - Le couvercle de cuve-règles de conception et restriction nouvelle de l'ASN :

Retenons d'abord, comme nous pouvons le lire dans le projet d'avis de l'ASN, publié début juillet 2017, que cette dernière considère effectivement que le fond et le couvercle **sont aptes à la fonction** pour laquelle ils ont été dédiés.

Cependant le texte proposé à la consultation par l'ASN indique qu'il conviendra de **remplacer** le couvercle, après sept ans de fonctionnement, avec le raisonnement suivant :

—« considérant qu'il convient dès lors que l'exploitant mette en œuvre des contrôles périodiques complémentaires afin de s'assurer de l'absence d'apparition de défauts ».

Considérant que de tels contrôles sont réalisables sur le fond de la cuve et qu'ils doivent donc être mis en œuvre ; considérant, **en revanche** que la faisabilité technique de contrôles similaires sur **le couvercle la cuve n'est pas acquise** et que l'utilisation de ce couvercle doit donc être limitée dans le temps.

Il semblerait donc que cette restriction soit fondée sur la technologie du couvercle, qui présente un encombrement de surface considérable, du fait de l'ordre de 107 traversées alors que le fond de cuve n'en comporte aucune.

Il convient de rappeler que l'équipe projet de l'EPR a retenu un mixage des technologies concernant les réacteurs Français N4 et Allemand Konvoi.

La France avait réparti les traversées sur le fond de cuve et sur le couvercle de celle-ci, alors que la conception allemande avait tout reporté sur le couvercle, d'où la situation actuelle.(107 traversées actuellement au lieu de 78 primitivement sur le modèle français).

On peut rappeler :

- que les études de l'EPR achevées fin 1998 ont été menées par les concepteurs suivants NPI, Framatome, Siemens et EDF/CNEN avec l'argument suivant : « la sûreté nucléaire a une dimension internationale ! » (Référence 1 en fin de note).

- Que le comité conjoint de la sûreté nucléaire Française et Allemande, créé en 1990(Deutsch Franzosicher Directions ausschuss dit DFD) a décidé et entériné par lettre de ces deux autorités de sûreté (Française et Allemande) en date du 22 juillet 1993,

les objectifs généraux de sûreté. Le choix puis la décision furent officiellement adressés le 28 septembre 2004 à EDF par le Directeur général de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DSIN), « présentant la position des pouvoirs publics sur les options de sûreté du projet de réacteur EPR » (voir référence 2 en fin de note).

- Technologiquement, la suppression des traversées de fond de cuve du réacteur type N4, pour l'instrumentation du cœur de réacteur, transférées sur le couvercle à l'instar de réacteurs allemands Konvoi, en est la conséquence (pages 71 et 72 référence 3 en fin de note).

Il semble donc pour le moins inapproprié que l'on porte aujourd'hui une critique sur cette disposition imposée (couvercle surencombré). Sur le réacteur N4, la technologie retenue était beaucoup plus accessible au contrôle ultérieur, du fait de la répartition des traversées sur fond de cuve et sur le couvercle.

Mais en outre cette demande de remplacement du couvercle, compte tenu de la technologie actuelle de celui-ci, pose trois problèmes majeurs :

- Quid au sujet des couvercles de réacteurs EPR construits à ce jour en Chine tels que Taishan 1 et Taishan 2 -Olkiluoto en Finlande-ou au sujet des deux futurs EPR à Hinkley Point en Angleterre ?

- Deuxième question majeure : est-il judicieux que des options industrielles portant sur des accords techniques internationaux avec la Chine –l'Angleterre- la Finlande et France- pour un modèle agréé de réacteur , puissent être remises en cause au double titre d'une supputation sur la réalité de la naissance ultérieure d'un défaut et d'un contrôle a posteriori après mise en service du réacteur, qui serait insuffisant pour le détecter ?

- Troisièmement- Quelles sont les bases actuelles technologiques pour de telles affirmations dans un domaine futur ?

6- conclusion de cette polémique :

En conclusion, nous pourrions reprendre un extrait de l'excellent article de Sylvestre HUET en date du 5 juillet 2017 et qui s'intitule « **la cuve de l'EPR : leçons médiatiques** » dont nous partageons le texte pour les extraits suivants : « cette ligne de prudence et d'abstinence que j'ai suivie depuis le déclenchement de l'affaire, était d'autant plus délicate à tenir que les acteurs sociaux en jeu tenaient un triple discours. Les industriels assuraient mais sans pouvoir le démontrer avant avoir fini les expériences, que la cuve est apte au service. Les O.N.G. opposées au nucléaire affirmaient sans la moindre argument technique, qu'elle ne pouvait que rompre et provoquer un accident grave. Tandis que l'ASN ne pouvait que répéter « l'anomalie est très sérieuse » en ne donnant strictement aucune indication supplémentaire ce qui correspond à un exercice sain et nécessaire de son rôle ».

Mais nous pouvons ajouter, pour faire suite à notre propre expérience : pourquoi avoir traité cette situation de « **anomalie très sérieuse** » nombre de fois, nonobstant toutes les données antérieures répertoriées sur 440 réacteurs et 11 000 ans-réacteurs de fonctionnement, sans la moindre fissuration de cuve ayant porté danger à l'intégrité de celle-ci !

7- Quelques références bibliographiques :

référence (1) RGN mars- avril 1999–N° 2–pages 12 et 13

référence (2) RGN décembre 2004 –N°6–pages 26 et 27

référence (3) RGN décembre 2004 –N°6–pages 72 et 73

référence (4) Métaux et alliages–De leiris-tome 2–page2

référence (5)–généralités sur la rupture brutale–D-Francois. CEA-Bruyères le Châtel-BIST –N° 192–mai 1974

référence(6)–étude probabiliste de la rupture de cuve de réacteurs à eau sous pression -rapport DSN N° 651–rapport EUR N° 86 92 MA–rapport FRA N°EE/T DC N° 0052 (de J. Dufresne CEA –DSN-A.C. Lucia Euratom Ispra- Grandemange et Pellissier-Tanon de Framatome)–communications parues entre 1976 et 1979-

référence (7)–effet des hétérogénéités sur le pouvoir thermoélectrique de l’acier de cuve–Thèse de doctorat - formation génie des matériaux - comportement mécanique– durabilité soutenue par Laurence SIMONET– le 20 décembre 2006.

Référence(8)–Thèse de doctorat de Benoît Vereecke–« Une analyse probabiliste du comportement d’une famille d’aciers pour cuve de REP en cas d’accident grave ». Université Paris VI–2005

Référence (9)–document réactor Pressure Vessel Materials-de K ;suzuki-Japan Steel Works Ltd–(pages70 à 164).

Rédigé le 28 juillet 2017

Yves BARON, ingénieur, ancien Chef du Groupe d’Études Atomiques de l’État-Major de la Marine, membre-expert du GRNC (Groupe Radioécologie Nord-Cotentin). Personnalité qualifiée dans le domaine nucléaire de la communication et de l’information. Membre du Collège scientifique des CLI du Cotentin.

Jacques FOOS, Professeur Honoraire du CNAM, responsable de la filière d’ingénieurs en Sciences et Technologies Nucléaires de 1983 à 2008 et collaborateur à de nombreuses études technologique nucléaires en qualité d’expert. Membre du Collège scientifique des CLI du Cotentin

Jean-Paul MARTIN, ingénieur retraité du CEA, Projets de réacteurs expérimentaux et de puissance– responsable de production et directeur adjoint de l’Etablissement COGEMA de La Hague et directeur adjoint de l’Etablissement de Marcoule. Membre des CLI du Cotentin en qualité de représentant de l’AEPN

**Jean-Claude AUTRET, Membre de l'AG de l'ANCCLI,
Membre des CLI du Cotentin
Collège associatif**

Jean-Claude AUTRET est membre du GPESPN de l'ASN et a, à ce titre, signé l'avis minoritaire du GPE ESPN lors de sa réunion des 26 et 27 juin 2017

Par ailleurs,

1/ prendre un tel avis d'utilisation possible pour une durée qui sera au mieux d'une ou deux années et ainsi transformer ce couvercle en déchet radioactif me semble pour le moins léger ;

2/ prendre le risque de transformer l'ensemble de ce réacteur en déchet radioactif, si le fond de cuve ne tient pas les règles de sûreté attendues voire si les tests promis par EDF ne satisfont pas les requêtes auxquelles ils doivent répondre, peut s'avérer un pari risqué ;

3/ l'essentiel : à quelle loi, règle ou entité nous demande-t-on d'obéir dans le cadre de cet examen ? Est-ce celle de la sûreté ? Se peut-il qu'elle soit d'une autre nature ? Une précision sur ce point me semble a minima essentielle pour que cette consultation puisse avoir un sens autre que celui du "soutien" évoqué par Annah Arhent.

4/ Je ne comprends pas le comportement de fuite manifesté à plusieurs reprises par Areva quant au fait d'avoir cantonné les essais non destructifs au réacteur de flamanville, excluant de fait les deux réacteurs chinois. Ces contrôles, vu le coma dépassé de la situation hors normes, auraient pourtant permis de renforcer considérablement la robustesse des modèles proposés et présentés par Areva et EDF.

L'ASN ne peut intervenir sur cet aspect qui selon P.F. Chevet, relève du domaine privé entre Areva (EDF bientôt) et les exploitants Chinois.

Je pense qu'il serait utile à notre niveau, vu le niveau de fuite en avant d'Areva face à cette question, de mettre cet élément de réflexion dans le domaine public à travers la contribution de l'ANCCLI.

**Pierre Gaillard, Membre du Conseil d'Administration de
l'ANCCLI, Membre de la CLI Golfech
Collège « experts »**

Voici quelques éléments de réflexion sur l'avis ASN mais également plus généralement sur la démarche de traitement du problème.

Afin de justifier que les caractéristiques du matériau de fabrication du fond de cuve et du couvercle de cuve, qui ne sont pas celles requises initialement, ne remettent pas en cause l'aptitude au service et l'exclusion de rupture brutale, le fabricant (Areva NP) et l'exploitant (EDF) ont effectué un travail considérable de contrôles, expertises et essais.

L'ASN et l'IRSN ont géré de façon très rigoureuse le suivi de cette démarche de justification avec une totale transparence.

Néanmoins, il est regrettable d'une part, que le fabricant n'ait pas choisi la meilleure technique de fabrication qui aurait évité cette anomalie, d'autre part, que celui-ci ait manqué de transparence ce qui a entraîné une information trop tardive de l'Autorité de Sûreté Nucléaire et enfin que cette dernière lui ait fait beaucoup trop confiance et n'ait pas réalisé suffisamment de contrôles.

Les demandes faites dans l'avis de l'ASN (contrôles en service du fond de la cuve et changement du couvercle de cuve au plus tôt) sont de bonnes décisions.

Néanmoins, ce dysfonctionnement, associé aux problèmes qualité au sein de l'usine de fabrication, a entraîné une situation délicate et sensible vis à vis du public et a fragilisé la confiance en la Sûreté nucléaire.

Robert CLAR, Membre de la CLI de Saint-Laurent-des-Eaux Collège « experts »

A.- Avis d'ensemble sur le communiqué de presse de l'ASN du 28 juin 2017

Ce communiqué (qui certes n'est pas encore une décision donne toutefois (de facto sinon de jure) un FEU VERT définitif pour la mise en exploitation, en leur état actuel, du fond et du couvercle de la cuve de l'EPR . C'est d'ailleurs ce que l'ensemble de la presse écrite, radio et télévision a bien compris en annonçant urbi et orbi avec de grands titres « que l'ASN donnait son feu vert au démarrage de l'EPR ».

Dans ces conditions il est politiquement quasi impossible que l'ASN revienne ultérieurement sur sa position du 28/06/2017.

Ceci posé, puisqu' n nous demande un avis on peut toujours le donner sans se faire d'illusions sur son éventuel effet.

B.- Procédons maintenant à l'analyse détaillée du communiqué de l'ASN du 28/06/2017

Après le premier paragraphe de présentation on peut lire dans le 2ème paragraphe :

- « sur la base des analyses techniques réalisées l'ASN CONSIDERE que les caractéristiques mécaniques du fond et du couvercle de la cuve sont SUFFISANTES au regard des sollicitations auxquelles ces pièces sont soumises, y compris en cas d'accident »

Ce texte, à l'évidence, (si les mots ont un sens) est un accord clair net et précis pour la mise en exploitation du fond et du couvercle de la cuve en leur état actuel.

Puis curieusement, après ce feu vert, arrivent «les bémols» introduits par : « Pour autant » avec 2 alinéas :

Dans le premier alinéa on peut lire : «l'anomalie de la composition chimique de l'acier conduit à une DIMINUTION des MARGES vis à vis du risque de rupture brutale ».

A noter que, bien évidemment, il s'agit des MARGES DE SURETE mais le mot SURETE est prudemment omis pour éviter la prise de conscience du danger encouru.

Concrètement l'ASN accepte donc la mise en exploitation d'un matériel dont les MARGES de SURETE sont DIMINUEES !!

Certes, ce texte est complété de manière floue et imprécise par la nécessité que : « EDF mette en oeuvre des CONTROLES périodiques supplémentaires afin de s'assurer de l'apparition ultérieure de défauts».

Quels sont ces contrôles ? Quelle est leur nature? Quelle est la modalité de leur mise en oeuvre ?

Pas le moindre détail sur ces contrôles qui sont quand même très importants !! Et en plus malgré ces imprécisions l'ASN affirme catégoriquement que : « de tels contrôles sont REALISABLES sur le fond de cuve.. »

Dans le deuxième alinea on peut lire : « la faisabilité technique de contrôles

similaires sur le couvercle de la cuve N'EST PAS ACQUISE.. »

En bon français ils sont donc impossibles à réaliser et, malgré cela l'ASN accepte la mise en service du couvercle dont les MARGES de SURETE sont DIMINUEES et de plus qui ne peut même pas être contrôlé et ceci pendant 7 ans !!

En conclusion l'ASN :

- 1.- Accepte la mise en exploitation de la cuve et de son couvercle dans leur état actuel malgré des MARGES de SURETE REDUITES.
- 2.- Prescrit des contrôles supplémentaires périodiques NON DEFINIS mais néanmoins REALISABLES !! (pour le seul fond de cuve).
- 3.- Constate l'IMPOSSIBITE de pratiquer ces contrôles sur le couvercle.
- 4.- Accepte la mise en exploitation de ce couvercle PENDANT 7 ans avec des MARGES de SURETE REDUITES et l' IMPOSSIBITE de pratiquer des contrôles dessus!

C.- Parlons un peu «chiffres»

A la suite de l'analyse ci-dessus du communiqué du 28/06/2017 de l'ASN on peut déjà être quelque peu inquiet sur la décision de mettre en exploitation le fond et le couvercle de cuve du réacteur en leur état actuel. Rappelons qu'ils sont déjà montés et en place à l'intérieur de l'ilot nucléaire.

En plus on ne peut que s'étonner de l'absence, dans ce communiqué, du moindre CHIFFRE, même approximatif, pour caractériser l'ampleur de la fameuse DIMINUTION des MARGES (de SURETE).

Il peut alors être utile de rappeler ici 2 textes de l'ASN de 2015.

a) Dans sa note d'information du 8 avril 2015 sur les anomalies de fabrication de la cuve de l'EPR on peut lire : « AREVA a réalisé des essais mécaniques dans des zones représentatives qui ont donné des valeurs de RESILIENCE entre 36 et 64 joules pour une moyenne de 52 joules INFERIEURES à la limite REGLEMENTAIRE de 60 joules » (soit 13,3% inférieur à la limite réglementaire),

et l'ASN poursuit : « AREVA a également mesuré le teneur en carbone d'une carotte centrale réalisée sur ce couvercle qui a mis en évidence une teneur en carbone SUPERIEURE à celle attendue (0,30% pour une valeur visée de 0,22%)» (soit +36,4% de plus par rapport à la valeur réglementaire)

b) Dans l'annexe 2 de la lettre de l'ASN du 14 décembre 2015 on peut lire 1er paragraphe : « L'ASN considère que la présence d'une zone de ségrégation MAJEURE positive dans la calotte du fond et du couvercle de cuve de l'EPR de Flamanville 3 découle du procédé retenu qui N'A PAS PERMIS de GARANTIR les propriétés MINIMALES attendues pour la conception de l'équipement »

Ainsi les causes de la DIMINUTION des MARGES (de SURETE) était déjà identifiées en 2015 et qu'a imposé l'ASN à AREVA ? :

- elle a laissé AREVA poursuivre le montage et l'installation de la cuve malgré ces DIMINUTION de MARGES (de SURETE) sans s'y opposer.
- elle a demandé à AREVA de procéder à des ETUDES et des essais.

D.- A propos des essais et des études.

a) L'arrêté du 30 décembre 2015

On peut s'étonner qu'après la mise en évidence d'anomalies sérieuses (tant sur la résilience que sur la teneur en carbone) conduisant à une DIMINUTION des MARGES (de SURETE), l'ASN puisse envisager d'accorder son feu vert à la mise en exploitation de pièces défectueuses .

En fait l'ASN a obtenu cette autorisation par un arrêté gouvernemental relatif aux équipements sous pression nucléaire du 30 décembre 2015 paru au J.O. Du 3 janvier 2016 et notamment son article 9. Cet arrêté est signé « pour la Ministre et par délégation du Directeur général de la prévention des risques » par M.Mortureux.

Ce texte, très important (joint à la fin de ce texte) précise entre autre : «qu'en cas de difficulté particulière sur demande justifiée l'ASN peut autoriser la mise en service d'un ensemble nucléaire n'ayant PAS satisfait à l'ensemble des exigences des articles (de nombreux articles du code de l'environnement) et du présent arrêté. »

La suite de l'article précise que cette demande «doit être accompagnée d'une analyse menée en lien avec l'exploitant etc etc » et finalement si cette analyse et autres études sont réalisées «la déclaration de conformité du fabricant (sera) considérée comme satisfaite».

En clair, c'est le gouvernement lui même qui accepte, moyennant quelques études, qu'on mette en exploitation un équipement qui N'EST PAS CONFORME.

b) Le rapport ASN-IRSN

Des études et essais on donc été entrepris par AREVA pour aboutir au rapport commun de l'ASN et de l'IRSN (185 pages !) pour statuer sur la validité des matériels en question.

En tant que non spécialiste des questions de résistance des aciers aux caractéristiques dégradées il m'est impossible de formuler un avis motivé sur le bien fondé des résultats de cette étude qui sont positifs pour ces matériels. On peut cependant faire confiance à la capacité professionnelle et à l'honnêteté des rédacteurs de ce rapport.

Cependant je ferai quelques remarques sur le paragraphe 9 du rapport intitulé : « conclusion générale » :

- Les essais ont été conduits sur des calottes sacrificielles supposées être représentatives des matériels en cause. Le rapport précise : « les différences dans l'élaboration des différentes calottes conduisent à des variations des propriétés mécaniques qui restent limitées mais dont il est difficile d'évaluer avec certitude l'amplitude». Ce qui introduit une nuance sur la fiabilité de la représentativité des calottes sacrificielles .

Si plus loin le rapport déclare : «les conclusions de cette analyse montrent que les propriétés mécaniques du matériau en zone ségréguée sont suffisantes pour prévenir le risque de rupture brutale », Il ajoute : « le rapporteur considère que les défaillances constatées sur le processus de qualification technique, l'utilisation d'un procédé de fabrication ne PERMETTANT PAS de s'affranchir des risques liés à la ségrégation résiduelle de carbone et la REDUCTION des MARGES (de SURETE) pour le risque redouté de RUPTURE BRUTALE traduisent le fait que le premier niveau de défense en profondeur est AFFECTE.

La démarche d' AREVA ne PERMET PAS de restaurer seule ce premier niveau de défense en profondeur »

Il ajoute : «le rapporteur considère que la démarche de justification proposée par AREVA NP nécessite d'être complétée par des dispositions de suivi en service des calottes de cuve » or à ce jour, on ne trouve NULLE PART la moindre définition de ces dispositions!

Et pour le couvercle : «Le rapporteur considère que des contrôles du couvercle de la cuve sont INDISPENSABLES afin de renforcer le deuxième niveau de défense en profondeur .. »

Et ajoute : « le rapporteur souligne que le dossier technique transmis par AREVA NP et EDF sur les contrôles de suivi en service est très SUCCINT et qu'il n'apporte AUCUN élément technique sur la faisabilité des contrôles, leur performance et les conditions en terme de radioprotection.

Le rapporteur considère ainsi que l'aptitude en service du couvercle actuel de la cuve du réacteur EPR de Flamanville N'EST PAS ACQUISE de manière PERENNE en l'absence de contrôles non destructifs suffisants pour renforcer le deuxième niveau de défense en profondeur. Le rapporteur constate qu'EDF n'est actuellement pas en mesure de mettre en oeuvre des contrôles non destructifs du couvercle de même portée et aux mêmes échéances que pour le fond de cuve.

Ainsi le rapporteur considère que l'utilisation du couvercle actuel ne saurait être envisagé au-delà de quelques années ... ».

Ainsi qu'on peut le constater à la lecture de ces quelques extraits du rapport l'accord donné pour la mise en service des matériels en cause est loin d'être « franc et massif » et comporte plusieurs nuances et réserves .

c) Le rapport du groupe d'experts sur les équipements sous-pression nucléaires (GPESPN).

Ce rapport donne effectivement un quasi feu vert pour la mise en exploitation des matériels en cause mais il est important de signaler que 2 des participants de ce groupe ont clairement manifesté leur désaccord avec les conclusions du rapport principal.

Dans le corps du rapport, comme dans celui de l'ASN-IRSN, on peut remarquer un certain nombre de remarques ou observations négatives dont nous donnons ci-dessous quelques exemples.

À propos des essais sur les calottes sacrificielles : « les différences dans l'élaboration des calottes (sacrificielles) conduisant à des variations des propriétés mécaniques de l'acier qui restent limitées mais qu'il est DIFFICILE d'évaluer avec précision ».

Ceci nuance quelque peu la fiabilité et la représentativité des essais sur les calottes sacrificielles.

Plus loin le rapport précise : «l'hypothèse prise en compte pour le vieillissement thermique du matériau ...doit être CONFORTE par des essais» qui à ce jour n'ont pas encore été exécutés.

Il constate que : « bien que la valeur de résilience citée par la REGLEMENTATION ne soit PAS atteinte en zone ségréguée.. »

Et ajoute : « la qualification technique, l'utilisation d'un procédé de fabrication ne permettant pas de s'affranchir des risques liés à la ségrégation résiduelle carbone et la REDUCTION des MARGES (de SURETE) pour le risque de rupture brutale AFFECTENT la robustesse du premier niveau de défense en profondeur »

Enfin notons : « le groupe permanent note que le dossier technique transmis par AREVA NP et EDF sur les contrôles de suivi en service est prospectif, SUCCINT et qu'il n'APPORTE PAS d'élément technique sur la FAISABILITE des contrôles, leur PERFORMANCE et les conditions d'intervention en termes de radioprotection.

Le groupe permanent constate qu'EDF n'est actuellement PAS EN MESURE de mettre en oeuvre des contrôles par essais non destructifs du couvercle de même portée et aux même échéances que pour le fond de la cuve » .

Le moins qu'on puisse dire est que ce rapport est, lui aussi comme celui ASN-IRSN, loin d'être « franc et massif » en faveur de la mise en exploitation des matériels en cause et qu'il comporte de nombreuses remarques et nuances négatives .

Enfin citons 2 extraits de l'avis minoritaire des membres du GPESPN : « les MARGES de (SURETE) ... sont significativement REDUITES par rapport aux propriétés attendues en l'absence de ségrégation majeure »

Et plus loin : « le non respect de l'exigence de qualification technique de la cuve constitue une atteinte inédite ... du premier niveau de la défense en profondeur et le choix industriel de mener l'installation de la cuve à son terme AVANT de procéder à leur caractérisation constituent des éléments AGGRAVANTS au principe FONDAMENTAL de défense en profondeur »

Pour conclure cet avis adressé à l'ASN.

Je constate que, pour la première fois dans l'histoire de la construction et la mise en service d'un équipement sous pression nucléaire, on envisage de mettre en service un équipement qui est :

- NON CONFORME aux règlements, spécifications et normes en VIGUEUR,
- comporte des anomalies qui REDUISENT les MARGES de SURETE.

Je désapprouve cette éventualité et si elle devrait se concrétiser (ce qui paraît aujourd'hui assez probable).

Je demande le lancement immédiat d'une étude supplémentaire pour évaluer les conséquences d'une éventuelle rupture fragile de la cuve en exploitation et rechercher d'urgence les moyens d'en réduire les effets afin d'améliorer la SURETE de l'ensemble du dispositif.

JORF n°0002 du 3 janvier 2016 - Arrêté du 30 décembre 2015 relatif aux équipements sous pression nucléaires

...

Article 9

En application de l'article R. 557-1-3 du code de l'environnement, en cas de difficulté particulière et sur demande dûment justifiée, assurant notamment que les risques sont suffisamment prévenus ou limités, l'Autorité de sûreté nucléaire peut, par décision prise après avis de la Commission centrale des appareils à pression, autoriser l'installation, la mise en service, l'utilisation et le transfert d'un équipement sous pression nucléaire ou d'un ensemble nucléaire n'ayant pas satisfait à l'ensemble des exigences des articles L. 557-4 et L. 557-5 du code de l'environnement, du chapitre VII du titre V du livre V de la partie réglementaire du code de l'environnement et du présent arrêté.

La demande doit être accompagnée d'une analyse, menée en lien avec l'exploitant, des conséquences réelles et potentielles vis-à-vis de la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement. Pour les équipements et ensembles dont l'évaluation de la conformité fait intervenir un organisme mentionné à l'article L. 557-31 du code de l'environnement habilité à évaluer la conformité des équipements sous pression nucléaires en application de l'article 6 du présent arrêté, la demande doit également être accompagnée d'un rapport d'un tel organisme statuant sur la conformité aux exigences ne faisant pas l'objet de la demande.

L'autorisation peut être assortie de prescriptions.

Lorsqu'une autorisation a été accordée en application du premier alinéa du présent article, le fabricant n'établit pas de déclaration de conformité, et les exigences relatives au suivi en service appelant l'attestation, le certificat ou le procès-verbal normalement délivré à la fin de la procédure d'évaluation de la conformité ou la déclaration de conformité du fabricant seront considérées comme satisfaites.