

**Groupe de travail ANCCLI-IRSN
« réexamen de sûreté des réacteurs »
Compte-rendu de la réunion du 9 septembre 2014**

CLI-ANCCLI : Joël AUDIGE, Yves BARON, André COPIN, Alain CORREA, Michel DEMET, Marco DI GIACOMO, Michel EIMER, Mathieu ESTEVAO, Pierre GAILLARD, Suzanne GAZAL, Daniel GENIEZ, Yves LHEUREUX, Monique SENE

IRSN : Véronique LEROYER, Bernard MONNOT, Thierry PAYEN, Christian PIGNOLET

Autres participants : François GODIN (ASN), Yves MARIGNAC (WISE-Paris), Yannick ROUSSELET (Greenpeace), Laurent STREIBIG (ASN)

Excusés : Claude BARBAY, Jérôme BARS, Franck BIGOT, Dominique BOUTIN, Robert CLAR, Anne-Laure MACLOT, Jean-Paul MARTIN, Xavier PAULMAZ

1. INTRODUCTION

L'ANCCLI et l'IRSN ont mis en place un groupe de travail pour échanger sur les sujets de sûreté associés aux visites décennales des réacteurs et à leurs réexamens de sûreté à venir, notamment des 4^{ème} visites décennales des réacteurs de 900 MWe (VD4-900) dont l'instruction par l'IRSN des orientations commence en 2014.

La première réunion du 3 avril 2014 a permis d'échanger sur le processus et le calendrier des réexamens de sûreté des réacteurs et des enjeux relatifs à la VD4-900. Le compte-rendu de la réunion du 3 avril 2014 est approuvé par les participants.

La deuxième réunion de ce groupe de travail a pour objectif d'approfondir la maîtrise du vieillissement de la cuve d'un réacteur. Les transparents présentés par l'IRSN sont repris en annexe 1. Le glossaire des termes utilisés dans le groupe de travail figure en annexe 2.

2. CONNAISSANCES ET SUIVI DE LA CUVE D'UN REACTEUR

Enjeux de sûreté relatifs à la cuve d'un réacteur

L'IRSN rappelle le rôle de sûreté de la cuve d'un réacteur qui intervient dans les trois principales fonctions de sûreté (maîtrise de la réaction nucléaire, refroidissement du cœur, confinement des éléments radioactifs). La cuve est considérée comme un « composant non ruptible » dont le remplacement n'est pas envisagé et dont l'intégrité conditionne la durée de vie de la centrale.

A cet égard, plusieurs participants rappellent que le risque de percement de la cuve est pris en compte pour l'EPR et s'étonnent qu'il ne le soit pas pour les autres réacteurs. L'IRSN indique que, bien que n'ayant pas été pris en compte à la conception des réacteurs actuellement en fonctionnement, le risque d'accident grave est bien pris en compte pour ces réacteurs. En effet, des mesures de limitations des conséquences sont définies pour les scénarios les plus probables.

Conception et fabrication des cuves

L'IRSN présente les principaux éléments relatifs à la conception et à la fabrication d'une cuve, ainsi que les contrôles effectués au cours et après la fabrication de celle-ci. Les procédés de fabrication, malgré les précautions prises, ont pu induire des défauts, comme des défauts liés au soudage du revêtement en acier inoxydable à l'intérieur de la cuve (DSR) ou des décohésions dues au réchauffage (DIDR).

A une demande de précision sur les entités réalisant surveillance des opérations de la fabrication de la cuve, l'ASN indique que différents contrôles sont effectués par le fabricant, l'exploitant, puis par l'ASN.

Il est noté que la détection de certains défauts semble tardive dans certains cas, comme par exemple pour le couvercle de la cuve de Flamanville 3 (défaut découvert après soudage de la cuve). Ceci souligne néanmoins l'importance des contrôles finaux qui ont permis de détecter ce problème.

L'IRSN indique que les défauts (DSR) qui sont apparus sur certaines cuves françaises sous le revêtement en acier inoxydable sont dus à l'absence de préchauffage de l'acier de la cuve avant soudage de la deuxième couche de revêtement. Ces défauts ne se retrouvent pas sur les cuves fabriquées après 1981 du fait de l'amélioration des techniques de soudage de ce revêtement.

Concernant la possibilité d'utiliser des lingots creux pour la fabrication de la cuve d'un réacteur, comme ce fût le cas pour certains réacteurs du palier 1300 et les réacteurs N4, l'IRSN indique que les outils industriels actuellement disponibles ne permettent pas la fabrication de la virole porte tubulure avec bride intégrée de la cuve EPR à partir de lingots creux. Par contre, la fabrication des viroles secondaires des générateurs de vapeurs est toujours effectuée à partir de lingots creux.

Effets de l'irradiation et programme de surveillance de l'irradiation (PSI)

L'IRSN présente les effets de l'irradiation sur la cuve d'un réacteur, notamment la fragilisation de l'acier, ainsi que le programme de surveillance de l'irradiation (PSI). L'irradiation provoque un décalage de la température de transition fragile-ductile (RT_{NDT}). La cuve devant rester dans le domaine ductile, il est nécessaire que la température de la cuve reste supérieure à la RT_{NDT} (pour la pression de fonctionnement du réacteur). Ceci implique que ce sont les phases de refroidissement pour mise à l'arrêt du réacteur qui sont les plus sensibles.

L'IRSN indique que la température initiale ($RT_{NDT \text{ initiale}}$) des cuves avant irradiation était d'environ -20°C ; elle est au maximum d'environ $70-80^{\circ}\text{C}$ après 40 ans d'irradiation. Certains

participants se demandent comment mesurer les dommages causés par l'irradiation (par la fluence ? par les DPA ? par les spectres ?). L'IRSN indique que le PSI permet de les surveiller.

Concernant les « temps équivalent cuve » des capsules, l'IRSN indique qu'ils sont évalués par des calculs de neutronique basés sur des bibliothèques de données internationales. Par ailleurs, des dosimètres sont placés dans ces capsules et permettent de mesurer la fluence et d'évaluer l'équivalent en temps dans la cuve. Plusieurs participants considèrent que ces temps équivalents devraient être explicités (prise en compte de l'âge, du pourcentage du nominal, des arrêts pour évaluer un équivalent du temps d'irradiation).

Certains participants font remarquer que pour certains réacteurs, des capsules ont été déplacées (cas de Fessenheim), pour d'autres des capsules ont été ajoutées car celles mises en place lors de la fabrication ne permettaient pas d'anticiper au-delà de 40 ans (cas des réacteurs 1300 MWe). Concernant les réacteurs CP0 (Fessenheim et Bugey), l'IRSN indique que les facteurs d'anticipation sont moins élevés.

A une question sur la possibilité d'extrapoler les effets d'irradiation au-delà de 40 ans, l'IRSN indique se fier au PSI. En effet, des essais d'irradiation dans des réacteurs expérimentaux avec des flux de neutrons plus importants que ceux rencontrés dans les réacteurs EDF soulèvent la question de l'effet de flux sur la fragilisation (sous-estimation ?, surestimation ?).

Certains participants considèrent que les incertitudes ont un fort impact sur la capacité à aller au-delà de 40 ans. L'IRSN indique à cet égard que les résultats de la surveillance des capsules « de réserve » (capsules W et X) seront connues juste avant les VD4-900 et permettront d'estimer le comportement au-delà de 40 ans. Mais pour l'instant ces résultats ne sont pas connus.

A une remarque sur la petite taille des capsules placées dans les cuves, l'IRSN précise que ces capsules ont été pré-dimensionnées pour la réalisation des essais qui seront réalisés sur les éprouvettes encapsulées (ces éprouvettes sont normalisées pour chaque type d'essai).

Concernant la représentativité des éprouvettes, l'IRSN indique qu'elles sont prélevées en pied de virole aux endroits où les caractéristiques de traction sont minimales, qu'elles n'ont pas été prélevées dans des zones correspondant aux zones où des défauts ont pu ultérieurement apparaître, ni dans les zones les plus hétérogènes. Cependant, la formule de prévision du décalage de température de transition RT_{NDT} a été adaptée afin de prendre en compte les hétérogénéités, les résultats des mesures et les incertitudes. Des coefficients de sécurité sont pris en compte pour compenser les incertitudes.

L'IRSN précise que la méthode de prise en compte des effets de l'irradiation présentée dans les transparents permet d'accéder indirectement à la valeur de la ténacité. Les valeurs de ténacités, mesurées directement sur les quelques éprouvettes de mécanique de la rupture intégrées dans chacune des capsules du PSI, ainsi que des résultats de R&D dans des zones plus ségréguées, sont cohérentes avec les valeurs prévisionnelles de ténacité. Il a par ailleurs été demandé à EDF de vérifier que les valeurs de ténacité pour des veines ségréguées donnent des résultats corrects. .

Inspection en service des cuves et défauts identifiés

L'IRSN présente les contrôles effectués sur les cuves (types de contrôles et périodicité) et le retour d'expérience des défauts détectés à Doel 3 et Tihange 2 pour les réacteurs français.

En réponse aux questions posées sur les inspections en service des cuves, l'IRSN précise que les contrôles ultra-son sur la zone de cœur des cuves sont réalisés en France depuis 1999. Ces contrôles sont effectués aujourd'hui sur une épaisseur de 25 mm (auparavant sur 30 mm), ce qui permet de détecter des DSR.

Concernant les éprouvettes utilisées pour effectuer les contrôles de fabrication des cuves de Doel 3 et Tihange 2, l'IRSN indique que les coupons d'essais n'avaient pas été conservés suite à l'arrêt de production du fabricant. Par contre, il reste une débouchure de tubulure provenant de la fabrication de la cuve de Doel 3.

Concernant les contrôles effectués sur certaines cuves françaises, suite à la détection de défauts DDH à Doel 3 et Tihange 2, l'IRSN précise qu'ils ont concerné les cuves anciennes (datant d'avant 1983), ainsi certaines cuves des 1300 MWe (celles réalisées à partir de lingots creux).

Par ailleurs, l'AIEA et l'association WENRA recommandent la réalisation de contrôles réguliers des cuves.

Enfin, l'IRSN confirme que les incertitudes de mesures sont bien prises en compte dans les dimensions des défauts détectés.

Tenue en service de la cuves

L'IRSN présente les évaluations effectuées afin de vérifier la tenue mécanique des cuves à une fluence prévisionnelle à 40 ans, en postulant un DSR positionné au point le plus irradié de la cuve. Par ailleurs, lorsque des défauts sont détectés, un dossier spécifique doit apporter la démonstration que ceux-ci ne remettent pas en cause cette tenue mécanique.

Certains participants s'interrogent sur le fait de ne postuler qu'un seul défaut pour le dossier générique et sur ce qui se passerait si plusieurs petits défauts existaient à plusieurs dizaines de cm d'écart (ce qui empêcherait leur détection).

Concernant les questions sur la propagation de fissures, l'IRSN précise que le critère défini est un critère de non-amorçage de fissure. Concernant le risque de rupture inter-granulaire, l'IRSN indique que ce type de rupture pourrait se produire aux endroits où il y a beaucoup de phosphore. Les aciers de cuves ont subis des traitements thermiques de détensionnement à la fabrication afin de réduire les contraintes résiduelles. Ces traitements à une température voisine de 600°C pendant plusieurs heures facilitent la ségrégation intergranulaire du phosphore présent dans l'acier, néanmoins, aucune rupture inter-granulaire n'a été observée par le PSI (qui permettrait de détecter ce type de problème). Ce qui est redouté est plutôt des ruptures par clivage.

Concernant la nécessité de maintenir l'eau d'injection de sécurité à une température supérieure à 20°C pour certains réacteurs, certains participants s'interrogent sur une éventuelle contradiction avec les études effectuées lors des ECS préconisant de refroidir le réacteur avec de l'eau plus froide. L'IRSN indique que dans le cas d'une situation extrême

évaluée lors des ECS, la priorité est de refroidir l'eau du circuit primaire (quelle que soit la température de l'eau) via les générateurs de vapeur. Par ailleurs, même si de l'eau très froide était injectée dans le réacteur, la température du matériau de la cuve ne refroidirait pas immédiatement sur toute l'épaisseur de la cuve.

A une question concernant la possibilité d'effectuer un recuit de cuve (comme cela a pu être effectué pour des sous-marins américains), l'IRSN indique qu'EDF a effectué des études de faisabilité.

3. DISCUSSIONS SUR LE VIEILLISSEMENT DE LA CUVE D'UN REACTEUR ET LA SUITE DU TRAVAIL DU GROUPE

Certains participants souhaiteraient que les durées utilisées pour exprimer l'âge d'un réacteur soient explicitées en équivalence avec la fluence reçue par celui-ci.

Il est également souligné par les participants que les visites décennales n'ont pas nécessairement lieu exactement tous les 10 ans (il peut y avoir des écarts d'un ou deux ans). L'ASN rappelle que la loi TSN de 2006 impose un réexamen de sûreté tous les 10 ans pour toutes les installations nucléaires de base. Par contre, les visites décennales peuvent effectivement être réalisées avec un décalage (entre 9 et 11 ans après la dernière visite).

Plusieurs participants soulignent l'importance des incertitudes et considèrent que les échantillons utilisés pour le PSI ne sont pas représentatifs étant donné leur taille.

Il est suggéré de préciser une enveloppe des incertitudes existantes.

Il est également suggéré de s'intéresser à toutes les situations de fonctionnement, y compris les transitoires dont il serait intéressant d'avoir l'historique pour chaque réacteur.

Certains participants s'interrogent sur la position de l'ASN sur la prolongation de durée de fonctionnement des réacteurs.

L'intérêt de pouvoir disposer du point de vue d'EDF, notamment ses travaux de recherche, est également souligné.

Une discussion est entamée sur la méthode et les objectifs du groupe de travail ANCCLI-IRSN. Cependant, faute de temps, ce point n'est pas finalisé. Il est néanmoins suggéré que :

- le groupe permanent sûreté de l'ANCCLI se saisisse de ces sujets,
- de nouveaux échanges puissent avoir lieu sur d'autres composants non remplaçables, comme l'enceinte, les canalisations enterrées ou les câbles électriques.

Il est convenu qu'une prochaine réunion soit organisée au 1^{er} trimestre 2015. *Hors réunion : sur la base d'une suggestion de l'ANCCLI, il est proposé d'aborder le thème des enceintes lors de la réunion programmée le 21 janvier 2015.*

ANNEXE 1

Transparents du 9 septembre 2014

Cf. [presentation-vieillissement-cuve-09092014.pdf](#)

ANNEXE 2

Glossaire sur le vieillissement des cuves de réacteur

DDH : Défauts Dus à l'Hydrogène

DIDR : Décohésion Intergranulaire Due au Rechauffage

DSR : Défauts Sous Revêtement

ESPN : Equipements Sous Pression Nucléaire

FIS : Fragilisation d'Irradiation Supérieure

KCV : Essais de résilience Charpy entaille en V

PSI : Programme de Surveillance de l'Irradiation

RCCM : Règles de Conception et de Construction des Matériels mécaniques des îlots nucléaires des REP

RT_{NDT} : température de référence de transition fragile-ductile (Reference Temperature Neal Ductility Transient)