



DIRECTION DES ÉQUIPEMENTS
SOUS PRESSION NUCLÉAIRES

Dijon, le 13 avril 2016

N° Réf : CODEP-DEP-2015-042999

Monsieur le Directeur
de la Division Production Nucléaire
Site cap Ampère
1, place Pleyel
92282 SAINT DENIS CEDEX

Objet : Tenue en service des cuves des réacteurs de 1300 MWe pendant la période décennale suivant les troisièmes visites décennales

Réf. :

- [1] Arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression.
- [2] CODEP-DEP-2010-038004 : Lettre de suite ASN - Tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe pendant la période décennale suivant les VD3.
- [3] Avis CODEP-MEA-2015-041153 du GP ESPN relatif à la tenue en service des cuves des réacteurs de 1300 MWe.
- [4] Courrier EDF D4550.1504/3249 du 24 juillet 2015 : positions et actions EDF tenue en service des cuves du palier 1300 MWe – préparation au GPESPN du 24 septembre 2015.
- [5] Courrier EDF ENRECP120388 A : Tenue en service des cuves des réacteurs de 1300 MWe jusqu'à VD4 - Synthèse des études du 22 février 2013.

Monsieur le Directeur,

Afin de justifier la tenue en service des cuves des réacteurs de 1300 MWe pendant la période décennale suivant leur troisième visite décennale, vous m'avez transmis un dossier en référence [5].

Votre dossier a porté sur la justification de la tenue en service des cuves vis-à-vis du risque de rupture brutale de la zone de cœur et notamment :

- l'état des cuves en service ;
- le vieillissement sous irradiation, notamment le programme de surveillance de l'irradiation, les méthodes de prévision des effets de l'irradiation et la justification de leur caractère conservatif ;
- l'identification et la hiérarchisation des transitoires conduisant à des situations pénalisantes pour la cuve et les calculs thermohydrauliques réalisés en vue de déterminer les chargements mécaniques ;
- l'analyse mécanique en vue de démontrer le non-amorçage, pour toutes les catégories de situations du dossier des situations, de défauts avérés ou hypothétiques.

Ce dossier constitue un élément essentiel de la prise de position de l'ASN sur la poursuite d'exploitation de chaque réacteur de 1300 MWe pendant la période décennale suivant leur troisième visite décennale. J'ai donc demandé au Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires de me faire part de son avis sur la démonstration de la tenue en service des cuves que vous avez apportée. Le Groupe permanent a remis son avis en référence [3] sur la base d'une instruction menée conjointement par l'ASN et son appui technique, l'IRSN.

Je considère que les éléments que vous m'avez transmis sont de nature à garantir la tenue en service des cuves pendant la période décennale suivant les troisièmes visites décennales. Toutefois, l'instruction technique des éléments transmis et des hypothèses retenues dans votre dossier ont montré qu'il est nécessaire que vous étayiez votre démonstration sur certains points par la transmission d'éléments complémentaires.

Je vous demande ainsi :

- d'intégrer à la prochaine révision du dossier les éléments que vous vous êtes engagé à transmettre dans votre courrier en référence [4] ;
- de prendre en compte, dans une version révisée du dossier, l'ensemble des demandes figurant en annexe au présent courrier.

Je vous demande de me présenter, sous un an, le programme de travail que vous mettrez en œuvre pour répondre à mes demandes. Je vous demande également de me transmettre annuellement un bilan d'avancement de vos travaux.

Je vous prie d'agréer, Monsieur le Directeur, l'expression de ma considération distinguée.

**Le directeur général
de l'Autorité de sûreté nucléaire**

Signé

Jean-Christophe NIEL

1. Demande de l'ASN relative à l'état des cuves en service

Lors de la troisième visite décennale des cuves des réacteurs belges Doel 3 et Tihange 2 en 2012, les contrôles par ultrasons ont révélé la présence de plusieurs milliers d'indications attribuées à des défauts dus à l'hydrogène (DDH). Suite à cette découverte, je vous ai demandé que des investigations soient menées afin de garantir l'absence de DDH dans les cuves françaises.

L'analyse de l'historique de fabrication des cuves françaises et l'analyse des résultats de contrôles réalisés par ultrasons sur les viroles lors de la fabrication ont permis de conclure à la conformité au référentiel de fabrication des 40 viroles des cuves des réacteurs de 1300 MWe. Par ailleurs vous avez procédé à la relecture de l'ensemble des résultats des essais non destructifs réalisés lors de l'exploitation de l'ensemble des cuves du parc électronucléaire français, ce qui permet de confirmer l'absence de DDH dans les 80 premiers millimètres de l'épaisseur des viroles de cœur. Pour confirmer l'absence de DDH, cinq cuves de réacteurs de 900 MWe et une cuve de réacteur de 1300 MWe ont également fait l'objet en 2013 et 2014 de contrôles par ultrasons sur toute l'épaisseur des viroles de cœur, comme réalisé sur les cuves des réacteurs de Doel 3 et Tihange 2. Ces contrôles n'ont pas mis en évidence de défaut du type des défauts dus à l'hydrogène sur les cuves examinées.

Toutefois, au regard de l'importance de la cuve dans la démonstration de sûreté et notamment le fait que sa rupture n'est pas postulée, l'ASN considère qu'il est nécessaire de conforter la démonstration d'absence de défauts dus à l'hydrogène dans les cuves des réacteurs de 1300 MWe.

Demande 1 : Au titre de la défense en profondeur, je vous demande de réaliser un contrôle par ultrasons sur la totalité de l'épaisseur d'un échantillon de viroles de cœur à l'occasion des contrôles des cuves des réacteurs de 1300 MWe réalisés lors des troisièmes visites décennales, afin de confirmer l'absence de défaut dû à l'hydrogène. Ce contrôle pourra être mené avec un procédé utilisé à des fins d'expertise au sens de la circulaire d'application de l'arrêté en référence [1].

2. Demande de l'ASN relative aux aspects thermohydrauliques

L'instruction technique des parties du dossier de justification liées à la thermohydraulique a mis en évidence l'importance du travail que vous avez réalisé en vue de prendre en compte les demandes relatives au caractère enveloppe des transitoires retenus formulées par l'ASN dans le cadre de la justification de la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe.

Ces travaux ont conduit à des évolutions dans les domaines suivants :

- la démarche de sélection et de description des transitoires thermohydrauliques ;
- l'analyse de l'exhaustivité des transitoires retenus ;
- l'analyse du caractère pénalisant des transitoires d'accident de perte de refroidissement primaire de troisième catégorie (petite brèche primaire) retenus.

Je note par ailleurs que votre programme de travail se poursuit et je prends acte en particulier de vos engagements en référence [4].

Malgré les nombreuses améliorations apportées aux études thermohydrauliques, et au-delà de vos engagements, je considère que certains points restent à approfondir. Je note en particulier que l'exhaustivité de la sélection des transitoires peut encore être questionnée.

Demande 2 : Dans le cadre de la recherche des transitoires pénalisants vis-à-vis de la tenue de la cuve, je vous demande d'étendre aux transitoires de troisième catégorie la démarche de recherche et d'étude de transitoires additionnels utilisée pour la deuxième catégorie.

Je vous demande d'appliquer les coefficients de sécurité associés aux transitoires mécaniques de troisième catégorie pour les initiateurs de probabilité supérieure à 10^{-4} par année réacteur, lesquels ne sauraient être considérés comme hautement improbables du point de vue des études mécaniques.

De plus, les scénarios issus du domaine complémentaire sont à étudier, avec des hypothèses réalistes, en prenant en compte des coefficients de quatrième catégorie pour les transitoires dont la fréquence est supérieure à 10^{-6} par année réacteur.

3. Demandes de l'ASN relatives au comportement des matériaux irradiés

3.1. Programme de surveillance de l'irradiation

Le programme de surveillance de l'irradiation (PSI) doit permettre de vérifier, en conditions réelles d'exploitation, le bien-fondé de la méthode de prévision de la ténacité. Cette méthode est indirecte et se base sur le décalage de la température de transition fragile ductile RT_{NDT} .

Le programme de surveillance de l'irradiation des réacteurs de 1300 MWe suit les mêmes principes que celui des réacteurs de 900 MWe. Les capsules d'irradiation sont extraites régulièrement pour être analysées afin de vérifier que les modèles de prévision de la fragilisation ne sous-évaluent pas le vieillissement. Les matériaux suivis sur chaque cuve sont le métal de base des viroles de la zone de cœur C1 ou C2, le joint soudé C1/C2 et la zone affectée thermiquement.

Je note que vous avez réalisé des essais de ténacité sur les éprouvettes du programme de surveillance de l'irradiation des cuves des réacteurs de 900 MWe. Conformément aux demandes formulées par l'ASN en référence [2], vous avez ensuite réévalué la formule de prévision de l'irradiation à partir des données tirées du programme de surveillance de l'irradiation, en les complétant par des résultats d'essais d'irradiation à forte fluence dans des réacteurs expérimentaux.

Je note que vous n'avez rompu et exploité aucune des éprouvettes de ténacité du programme de surveillance de l'irradiation des cuves des réacteurs de 1300 MWe. Je considère que le conservatisme de la méthode d'estimation de la ténacité à 40 ans pour les cuves des réacteurs de 1300 MWe est à ce jour insuffisamment justifié.

Demande 3 : Je vous demande de me présenter et mettre en place un programme d'exploitation des éprouvettes du programme de surveillance de l'irradiation des cuves des réacteurs de 1300 MWe afin de confirmer le conservatisme de la méthode d'estimation de la ténacité à 40 ans pour ces cuves.

Ce programme devra notamment inclure des éprouvettes de ténacité du programme de surveillance de l'irradiation pour les cuves dont les éprouvettes de résilience ont montré un comportement atypique en termes de fragilisation.

3.2. Formule d'estimation des effets de l'irradiation

Pour le métal de base, la formule de prévision du décalage de la température de transition sous l'effet du flux neutronique a été établie sur la base de l'ensemble des résultats du programme de surveillance de l'irradiation des cuves des réacteurs de 900 MWe, en excluant certaines données que vous jugez atypiques, et de résultats obtenus en réacteurs expérimentaux.

La formule de prévision du décalage de la RT_{NDT} sous les effets de l'irradiation doit permettre de s'assurer de la prise en compte, dans la démonstration, des incertitudes et de la variabilité des mesures. Conformément aux demandes de l'ASN en référence [2], vous avez engagé de nouvelles expertises pour justifier l'écart type à retenir pour la formule de prévision du décalage de la RT_{NDT} du métal de base.

Les expertises entreprises consistent à :

- identifier les décalages de RT_{NDT} mesurés à partir des éprouvettes de résilience du programme de suivi de l'irradiation qui sont atypiques, car correspondant à une sur-fragilisation ou une sous-fragilisation par rapport à la formule de prévision ;
- pour ces données atypiques, comparer l'effet de l'irradiation sur le décalage de la RT_{NDT} et sur le décalage de la limite d'élasticité ;
- exclure du calcul de l'écart type les données pour lesquels l'effet de l'irradiation sur ces deux indicateurs n'est pas cohérent. Vous concluez alors à un effet non lié à l'irradiation que vous attribuez à un effet de prélèvement (effet de trempe ou effet de structure, qui conduit à ce que l'état initial des éprouvettes irradiées puisse différer de l'état des éprouvettes de référence non irradiées) pouvant exister dans les grosses pièces de forge telles que les viroles de cuve.

Sur la base de ces expertises, vous justifiez l'exclusion des cas de sur-fragilisation ou de sous-fragilisation rencontrés sur les éprouvettes de trois réacteurs.

Concernant un composant en exclusion de rupture comme la cuve, l'ASN considère que la justification permettant d'exclure les trois cas que vous avez jugés atypiques est à compléter par des mesures de la ténacité à l'état vieilli pour les cuves correspondantes. Il convient en effet de vérifier que la sur-fragilisation ou la sous-fragilisation constatée n'affecte pas la ténacité du matériau au point de remettre en cause l'analyse du risque de rupture brutale.

Demande 4 : Je vous demande de ne retirer du calcul de l'écart type de la formule de fragilisation par irradiation certains points de mesure expliqués, après examen, par un effet de prélèvement, qu'après avoir vérifié expérimentalement que la ténacité à l'état vieilli pour la cuve correspondante reste compatible avec la démarche d'ensemble de justification.

Je note que vous n'excluez des données que lorsqu'elles correspondent à une sur-fragilisation ou une sous-fragilisation.

Or l'effet de prélèvement peut affecter d'autres données, pour lesquelles la fragilisation mesurée n'est pas atypique et qui ne sont donc pas retirées du calcul de la détermination de l'écart type. Vous avez indiqué au cours de l'instruction technique qu'une étude statistique a été réalisée pour vérifier que la prise en compte ou l'élimination de ces données ne modifie pas l'écart type obtenu.

Demande 5 : Je vous demande de me transmettre l'étude statistique que vous avez réalisée pour démontrer que la prise en compte ou l'exclusion des données affectées du même effet de prélèvement que celui mis en évidence sur les cas atypiques ne remet pas en cause l'écart type obtenu.

4. Demande de l'ASN relative à l'analyse mécanique – analyse des marges à la rupture

Vous avez adopté, dans votre dossier de justification de la tenue en service des cuves, une méthode conforme aux dispositions de l'arrêté en référence [1] et notamment son article 13 prescrivant l'utilisation de coefficients de sécurité sur les chargements.

Je vous rappelle que l'analyse mécanique doit utiliser des données d'entrée suffisamment enveloppes pour assurer le caractère conservatif de la méthode.

Je constate à ce titre que la nouvelle méthode de correction de longueur que vous proposez conduit à ce que la courbe de ténacité que vous retenez enveloppe les données du programme de suivi de l'irradiation. Toutefois, les éléments fournis ne permettent pas de vérifier l'effet physique de correction de longueur quand de faibles probabilités d'amorçage de la rupture sont recherchées. En conséquence, je considère qu'en l'état actuel des connaissances les calculs de non-amorçage d'éventuels défauts dans les cuves doivent être réalisés sans correction de longueur.

Demande 6 : Je vous demande de réaliser les calculs de non-amorçage d'éventuels défauts dans les cuves sans correction de longueur.