

Direction des équipements sous pression

Référence courrier : CODEP-DEP-2025-001791

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

Dijon, le 14 mai 2025

Objet : Lettre de suite du GP ESPN des 17 et 18 décembre 2024.

Méthodes d'évaluation pour l'actualisation des dossiers de référence réglementaires des réacteurs de 1300 MWe pendant la période de 10 ans suivant leur quatrième visite décennale et tenue en service de la zone de cœur de ces cuves.

Références : [1] Courier EDF D455622090477 du 17 octobre 2022
[2] Note AREVA D02-ARV-01-063-604 rév A du 11 décembre 2014
[3] Courier EDF D455023003774 du 6 juillet 2023
[4] Courier EDF D455023006611 du 15 décembre 2023
[5] Avis du GP ESPN CODEP-MEA-2025-001275 du 08 janvier 2025
[6] Avis IRSN 2024-00171 du 29 novembre 2024

Monsieur le directeur,

Dans le cadre de l'actualisation des dossiers de référence réglementaires (DRR) du circuit primaire principal (CPP) et des circuits secondaires principaux (CSP) des réacteurs de 1300 MWe à l'occasion de leur quatrième réexamen périodique (RP4 1300), l'ASN a saisi le groupe permanent d'experts ESPN (GP ESPN) au sujet de certaines méthodes et hypothèses que vous envisagez de prendre en compte et au sujet de la justification de la tenue en service des cuves. L'avis du GP ESPN [5] s'est appuyé sur les conclusions de l'expertise de l'IRSN en référence [6].

Plus précisément, la saisine du GP ESPN portait sur les méthodes suivantes :

- La méthode dite « *Roche alternative* » [1]. Cette méthode a été développée pour évaluer de manière plus réaliste les conséquences des efforts sismiques inertiels. Elle s'applique aux lignes auxiliaires en acier inoxydable austénitique du CPP et aux lignes en acier ferritique des CSP pour établir les sollicitations à prendre en compte dans les calculs de rupture brutale ;
- Une méthode de relaxation des moments secondaires s'exerçant sur les boucles primaires pour l'évaluation du risque de rupture brutale [2] ;
- S'agissant de la prise en compte des effets de l'environnement sur la fissuration par fatigue, une simplification de l'étape de recensement des zones à prendre en compte dans les études de fatigue sur la base du retour d'expérience des études détaillées menées lors du 4^e réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe (RP4 900) [1].

La saisine portait enfin sur les conclusions du dossier de justification de la tenue en service de la zone de cœur des cuves de ces réacteurs, pour la période de dix ans suivant leur quatrième visite décennale [3] et [4].

A l'issue de l'instruction, l'ASNR n'a pas d'objection au recours aux méthodes susmentionnées. Par ailleurs, les éléments que vous avez apportés concernant la zone de cœur des cuves sont de nature à justifier la poursuite de l'exploitation des cuves pendant la période suivant leur quatrième visite décennale.

Toutefois, l'instruction des éléments transmis et des hypothèses retenues dans vos dossiers ont montré qu'il était nécessaire que vous étayiez votre démonstration sur certains points par la transmission d'éléments complémentaires. Ces conclusions valent donc sous réserve :

- de l'intégration à la prochaine révision du dossier de référence des éléments que vous vous êtes engagés à transmettre à l'issue de l'instruction technique ;
- de la prise en compte, dans les révisions du dossier de référence à venir, de l'ensemble des demandes figurant en annexe au présent courrier.

La demande concernant la méthode « *Roche alternative* » n'est pas spécifique au RP4 1300. Elle devra ainsi être prise en compte pour toutes les révisions du dossier de référence des réacteurs du parc où elle serait utilisée.



Je vous prie d'agréer, Monsieur le directeur, l'assurance de ma considération distinguée.

Signé par le directeur général adjoint

Julien COLLET

Annexe au courrier CODEP-DEP-2025-001791

Méthodes d'évaluation pour l'actualisation des dossiers de référence réglementaires des réacteurs de 1300 MWe à l'occasion du quatrième réexamen.

Méthode dite « Roche alternative »

La méthode « *Roche alternative* » a été développée à partir d'une méthode codifiée dans le RCC-MRx pour évaluer les conséquences des efforts sismiques inertiels. Vous prévoyez de l'appliquer aux lignes auxiliaires en acier inoxydable austénitique du CPP et aux lignes des CSP. Elle permet de déterminer un coefficient d'abattement et la part des moments sismiques inertiels à laquelle ce coefficient est appliqué, en vue de définir les sollicitations mécaniques à prendre en compte dans les calculs de rupture brutale et de dimensionnement des supportages.

À la suite de l'expertise réalisée de la méthode, le GP ESPN a noté des cas de sous-conservatismes conduisant à une légère surestimation du coefficient d'abattement des moments sismiques inertiels dans le cas des lignes de tuyauteries ramifiées. Il a ainsi recommandé que des dispositions adaptées soient prises pour garantir son conservatisme.

Demande n° 1 : Indiquer sous deux mois les dispositions que vous allez mettre en œuvre pour garantir le conservatisme de la méthode d'abattement de la part secondaire des moments sismiques inertiels, et mettre en œuvre ces dispositions dans l'établissement du dossier de justification d'absence de risque de rupture brutale et pour les calculs de dimensionnement des supports des réacteurs de 1300 MWe.

L'ASNR estime que l'ajout d'une provision forfaitaire adaptée au coefficient d'abattement serait de nature à répondre à cette demande.

Elle note également l'action que vous avez engagée d'accompagner la mise en œuvre de la méthode par un guide d'application.

Méthode de relaxation des moments secondaires

À la suite des expertises réalisées et de l'avis du GP ESPN, l'ASNR considère que le développement de la méthode, ainsi que la démarche mise en œuvre pour sa validation sont globalement appropriés.

J'ai bien noté que vous vous étiez engagé à fournir pour mi-2026 un complément de validation en vue de l'application de la méthode à la branche en U du CPP.

Par ailleurs, l'expertise réalisée montre que les torseurs d'efforts additionnels que vous avez retenus pour tenir compte des opérations de remplacement de composants primaires des réacteurs de 1300 MWe présentent un caractère enveloppe.

Néanmoins, le GP ESPN a remarqué que la mise en œuvre de la méthode était susceptible d'avoir une influence notable sur le résultat des calculs de rupture brutale. L'ASNR considère qu'il est nécessaire de bien identifier dans vos dossiers les situations dans lesquelles vous avez recours à cette méthode de relaxation et les chargements concernés.

Par ailleurs, dans son avis [6], l'IRSN a émis des réserves sur l'application de la méthode de relaxation aux dilatations thermiques issues des transitoires de la chaudière. À cet égard, l'ASNR considère que l'impact de la relaxation de ces dilatations doit être analysé au travers de l'étude de configuration représentatives.

Demande n° 2 : Indiquer au sein des dossiers de rupture brutale des tuyauteries du CPP, les cas dans lesquels vous avez recours à la méthode de relaxation des moments secondaires et expliciter les chargements concernés.

Demande n° 3 : Proposer, avant le 31 décembre 2025, des configurations dans lesquelles vous analyserez l'impact de la relaxation des dilatations thermiques. Quantifier, sur ces configurations, les différences de résultat obtenus avec la méthode de relaxation des moments secondaires en incluant ou non les efforts induits par la dilatation thermique dans la liste des chargements à relaxer.

Facteur environnemental pour les études de fatigue

Un facteur d'environnement a été introduit lors de l'établissement des DRR des réacteurs de 900 MWe lors de leur quatrième réexamen périodique (RP4 900), afin de prendre en compte les effets de l'environnement du circuit primaire dans les études de fatigue.

Vous utilisez cette méthode pour prendre en compte les effets de l'environnement primaire en recensant des zones dites « *sentinelles* » en vue de la définition des programmes de surveillance.

À la suite des expertises réalisées et au vu de l'avis du GP ESPN, je considère que la méthode de sélection des zones sentinelles est transposable aux réacteurs de 1300 MWe et j'estime que la simplification introduite par EDF pour ces réacteurs consistant à considérer des valeurs forfaitaires enveloppes du facteur d'environnement pour le recensement des zones

sentinelles est acceptable. Je note que les calculs définitifs du facteur d'usage (Fu) pour ces zones restent effectués de manière inchangée par rapport à l'établissement des DRR du palier 900 MWe, c'est-à-dire sans simplification.

Par ailleurs, j'ai bien noté que vous vous êtes engagé dans le cadre du RP4 900 à quantifier les conservatisme de ce nouveau référentiel et à réaliser des essais complémentaires afin de valider l'extension de la démarche aux aciers austéno-ferritiques. L'échéance de transmission des résultats, initialement prévue en 2022, est actuellement annoncée pour mi-2026.

Enfin, considérant les demandes qui ont été formulées dans le cadre de la lettre d'orientation RP5 900 et le rappel exprimé par le GP ESPN au sujet des limites associées au calcul du facteur d'usage, l'ASNR attendra dans le cadre du RP5 1300 que vous ne vous appuyiez pas uniquement sur les calculs de Fu pour l'élaboration des PBMP et du PIC concernant le risque de fatigue.

Tenue en service de la zone de cœur des cuves

Eu égard à la zone de cœur des cuves, définie par l'atteinte d'un seuil en fluence à l'échéance de 10 ans après la quatrième visite décennale des réacteurs de 1300 MWe, l'ASNR considère, en cohérence avec l'avis du GP ESPN en référence [5] que la zone de cœur a été délimitée de manière satisfaisante.

L'ASNR estime par ailleurs que les valeurs de fluence, évaluées à l'échéance de dix ans après la quatrième visite décennale de chaque réacteur, aux points chauds et au droit des défauts détectés dans les viroles de certaines cuves, sont suffisamment conservatives pour être retenues comme données d'entrée pour l'évaluation des caractéristiques des matériaux constitutifs de la zone de cœur. Ces projections tiennent compte de l'introduction, en périphérie du cœur au droit des points chauds, de grappes neutrophages en hafnium visant à limiter la fluence reçue par la cuve. L'ASNR note favorablement que vous vous êtes engagé à confirmer le niveau de réduction de flux neutronique réellement obtenu à l'issue de l'expérimentation en cours dans le réacteur 2 de Saint-Alban. **Vous vous êtes engagé à transmettre un rapport d'expérimentation pour fin 2025.**

Les examens non destructifs (END) réalisés dans la zone de cœur des cuves lors des dernières visites décennales n'ont pas détecté de nouveau défaut. Ils ont de plus indiqué que les dimensions des trois défauts sous revêtement (DSR) déjà identifiés dans trois cuves de réacteurs de 1300 MWe n'ont pas évolué, compte tenu des incertitudes de dimensionnement associées aux méthodes d'END.

Cependant, compte tenu de l'extension de la zone de cœur en RP4, le voisinage des supports M — moins irradié que les viroles au droit du cœur — n'est pas couvert par le procédé d'END. À cet égard, **vous vous êtes engagés à réaliser une étude de sensibilité mécanique à la taille du défaut dans ces zones, à échéance de fin 2025.**

Formule de fragilisation par l'irradiation

Pour chaque réacteur, les valeurs de fluence déterminées à partir des capsules du programme de surveillance de l'irradiation (PSI) permettront de couvrir l'évolution de la fragilisation de l'acier de cuve pour les 10 ans à venir après la VD4. L'ASNR note de plus que la méthodologie d'établissement, sur base statistique, des valeurs expérimentales de fragilisation par irradiation des cuves des réacteurs de 1300 MWe n'a pas évolué depuis l'analyse réalisée pour le RP4 900.

À ce jour, certaines éprouvettes de résilience provenant du PSI du réacteur 1 de Penly diffèrent de manière significative des prévisions établies par la formule de fragilisation par l'irradiation (FFI). Vous poursuivez vos investigations pour en expliquer l'origine et les résultats sont attendus pour fin 2027.

Je note que le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly fera l'objet d'un dossier spécifique qui sera instruits par l'ASNR en amont de la 4^e visite décennale de ce réacteur prévue à ce jour en 2031.

Demande n° 4 : Fournir, un an avant la 4^e visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly, un dossier spécifique de justification de la poursuite de l'exploitation de la cuve pendant la période de 10 ans suivant la 4^e visite décennale

S'agissant de la robustesse statistique de la formule FFI, le GP ESPN a recommandé la vérification régulière du taux de couverture de la formule. À ce jour, le taux de couverture des résultats expérimentaux du PSI par la FFI est légèrement inférieur au taux qu'elle doit assurer (94,1 % par rapport à 95,4 %).

L'ASNR prend acte de l'engagement d'EDF à réviser, à échéance de juin 2025, la formule de fragilisation par irradiation en intégrant l'ensemble des résultats provenant des capsules irradiées des réacteurs de 900, 1300 et 1450 MWe.

Cela étant, le GP ESPN a considéré nécessaire dans son avis que le taux de couverture des résultats expérimentaux par la FFI soit vérifié de manière périodique pour intégrer les nouveaux résultats du PSI.

Demande n° 5 : Vérifier, au minimum tous les cinq ans, que le taux de couverture des données de fragilisation par irradiation des matériaux de cuve par la loi de fragilisation par l'irradiation en vigueur au moment de cette vérification reste au moins égal à celui visé lors de l'élaboration de cette loi.

Concernant la sélection des transitoires thermohydrauliques, l'ASNR estime, en l'état des connaissances, que les transitoires les plus sévères pour chaque catégorie de situations ont bien été identifiés. Pour toutes les catégories de situations, la caractérisation des transitoires les plus pénalisants est satisfaisante. L'ASNR note une évolution entre les référentiels RP3 et RP4 pour la 3^e catégorie de situations où la localisation la plus pénalisante de la brèche postulée dans les calculs est passée de la branche chaude à la branche froide. Ce résultat serait dû à l'influence des actions de l'opérateur. Ceci souligne l'importance de s'assurer de la robustesse des hypothèses associées lors de la caractérisation des transitoires les plus sévères.

Demande n° 6 : Effectuer sous un an une étude de sensibilité au délai des actions opérateur afin de confirmer la localisation de la brèche la plus pénalisante.

Ce résultat devra aussi être confirmé lors des réexamens à venir, comme le RP5 900.

La méthodologie et les principales hypothèses de justification de l'absence de risque de rupture brutale de la zone de cœur des cuves des réacteurs de 1300 MWe sont reconduites des précédents réexamens périodiques des réacteurs de 900 et 1300 MWe. Un niveau de contraintes résiduelles de soudage dans les joints soudés des viroles de cuve de 70 MPa est pris en compte dans les analyses mécaniques du RP4 1300. La justification de cette valeur fait l'objet d'un programme d'essais que vous avez engagé à l'issue du RP4 900. Les résultats sont attendus pour le premier trimestre 2026. **Vous vous êtes engagé à tenir compte de ces résultats dès le 5^{ème} réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe.**

Les méthodologies de calcul des marges à la rupture brutale ainsi que les données d'entrée utilisées n'appellent pas de remarque de la part de l'ASNR. Aussi, au vu des résultats des analyses du risque de rupture brutale associé tant au défaut générique qu'aux défauts avérés pour les cuves en étant affectées, l'ASNR considère que les résultats des évaluations obtenus permettent de justifier la poursuite de l'exploitation des cuves des réacteurs de 1300 MWe pendant la période de 10 ans à l'issue de leur requalification après la 4^e visite décennale, à l'exception de la cuve du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Penly, pour laquelle un dossier spécifique est attendu.