

Fontenay-aux-Roses, le 8 novembre 2018

Monsieur le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

Avis IRSN/2018-00295

Objet : Dossier cuve - Viroles de cœur - Poursuite de l'exploitation jusqu'à la VD4+10 ans du palier 900 MWe.

Réf. : Lettre ASN CODEP-DEP-2017-045329 du 9 novembre 2017.

Dans le cadre des quatrièmes visites décennales (VD4) des réacteurs de 900 MWe, EDF a transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) un dossier de justification de la tenue en service des cuves de ces réacteurs.

Par la lettre citée en référence, l'ASN a demandé l'avis de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) sur ce dossier, notamment pour ce qui concerne l'analyse du risque de rupture brutale et les évolutions d'hypothèses et de méthodes par rapport aux dossiers antérieurs. Le sujet traité dans ce dossier revêt une importance particulière dans la mesure où les cuves sont des équipements non remplaçables dont la défaillance n'est pas considérée dans la démonstration de sûreté et où les viroles de cuve situées au droit de la zone de cœur, dites « viroles de cœur », sont sujettes au vieillissement par irradiation.

Lors de cette expertise, l'IRSN doit en particulier examiner les points suivants :

- l'efficacité de la réduction du flux neutronique liée à l'introduction de grappes en hafnium dans le cœur, et son impact potentiel sur le programme de surveillance de l'irradiation (PSI) ;
- les études thermohydrauliques afin d'identifier et de caractériser les transitoires les plus pénalisants ;
- l'utilisation de la méthode de calcul tridimensionnelle en élastoplasticité dans la démarche d'analyse du risque de rupture brutale des viroles de cœur ;
- le reclassement de transitoires thermohydrauliques proposé par EDF ;
- la prise en compte de demandes antérieures de l'ASN et du groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GP ESPN) concernant notamment les matériaux et les chargements.

Adresse Courrier  
BP 17  
92262 Fontenay-aux-Roses  
Cedex France

Siège social  
31, av. de la Division Leclerc  
92260 Fontenay-aux-Roses  
Standard +33 (0)1 58 35 88 88  
RCS Nanterre 8 440 546 018

L'évaluation de l'IRSN a porté sur la démarche d'analyse du risque de rupture brutale des viroles de cuve des réacteurs de 900 MWe pour un fonctionnement jusqu'à 10 ans après leur VD4. Néanmoins, un certain nombre d'éléments n'étaient pas disponibles et n'ont pas pu être examinés, notamment la définition des chargements thermomécaniques. Aussi, le présent avis de l'IRSN fera l'objet d'un complément ultérieur.

Le risque de rupture brutale découle de la présence conjointe de trois facteurs : la présence d'un défaut de type fissure, un matériau insuffisamment tenace et un chargement thermomécanique relativement important. L'analyse du risque de rupture brutale des viroles de cœur des réacteurs de 900 MWe comporte donc les étapes suivantes : la détermination des dimensions de défaut à étudier, l'évaluation des caractéristiques des matériaux en prenant en compte la fragilisation des viroles de cœur sous l'effet de la fluence neutronique projetée à 10 ans après la VD4, l'évaluation des chargements susceptibles d'amorcer le défaut dans toutes les situations de fonctionnement, normales et accidentelles, et enfin l'application de la démarche d'analyse du risque de rupture brutale. Cette dernière consiste en la détermination du facteur d'intensité de contrainte et en la comparaison de ce dernier avec la ténacité du matériau à l'état vieilli.

Une synthèse de l'analyse réalisée par l'IRSN et des principales conclusions associées est présentée ci-après. Elle tient compte des engagements pris par EDF au cours de l'expertise.

#### **Défauts considérés dans les viroles de cœur**

L'analyse du risque de rupture brutale est effectuée pour un défaut hypothétique (dit « défaut générique ») postulé au point le plus irradié des viroles de cœur (point chaud), ainsi que pour tous les défauts détectés par les contrôles non destructifs réalisés sur ces viroles. Les dimensions du défaut générique, qui couvrent celles des défauts dont la détection est garantie par le procédé de contrôle non destructif qualifié et utilisé actuellement par EDF (procédé « zone de cœur » ou ZDC), n'appellent pas de remarque de l'IRSN.

Les dimensions retenues pour les défauts détectés dans les viroles de cœur des réacteurs de 900 MWe correspondent à celles déterminées par les contrôles effectués, majorées des incertitudes associées. La prise en compte des incertitudes ainsi que l'application de la démarche de cumul des défauts proches, issue du code RSE-M<sup>1</sup>, n'appellent pas de commentaire de l'IRSN. Quelques différences en nombre et en dimensions de défauts sont observées entre le présent dossier et le précédent. Les investigations d'EDF concluent que ces évolutions sont dues au changement de procédé de contrôle et non à une propagation de défauts en service. En tout état de cause, l'IRSN note qu'EDF réalisera à nouveau les contrôles selon le procédé ZDC sur toutes les viroles de cœur de 900 MWe lors des arrêts pour quatrième visite décennale. À l'issue de ces contrôles, EDF pourra ainsi confirmer l'absence d'évolution des défauts. Ceci a fait l'objet d'un engagement d'EDF au cours de l'expertise.

#### **Caractéristiques des matériaux des viroles de cœur soumis au vieillissement sous irradiation**

L'estimation des caractéristiques des matériaux dix ans après les VD4 comporte deux étapes principales. La première étape consiste à estimer les fluences neutroniques reçues par les viroles de cœur au point le plus irradié, dites « au point chaud », ainsi qu'au droit des défauts détectés. La deuxième étape vise à évaluer la fragilisation des matériaux de la cuve sous l'effet de ces fluences.

---

<sup>1</sup> Règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques des îlots nucléaires REP.

L'évaluation de la fluence neutronique reçue par la cuve est obtenue par EDF au moyen d'une chaîne de calcul neutronique et des données issues du programme de surveillance de l'irradiation (PSI) des cuves. Cette démarche historique n'appelle pas de commentaire de l'IRSN. Dans l'objectif de limiter le niveau de fluence reçue par les viroles de cœur, EDF a proposé d'introduire, en périphérie du cœur, au droit des points chauds, des grappes neutrophages en hafnium. Ceci permettrait, selon les estimations d'EDF, de réduire le flux neutronique d'environ 45 % à proximité des points chauds. À cet égard, les calculs réalisés par l'IRSN ne remettent pas en cause cette estimation de réduction de flux. Toutefois, l'IRSN estime que le niveau de réduction de flux réellement obtenu ne pourra être validé qu'après l'analyse des résultats de l'expérimentation de suivi dosimétrique avec et sans grappes en hafnium en cours de réalisation dans le réacteur n°3 de Tricastin. Au cours de l'expertise, EDF s'est engagé à transmettre les résultats de cette expérimentation à l'échéance de fin 2020.

En tout état de cause, en tenant compte de la tendance à la baisse entre les projections de fluence réalisées en 2012 et celles réalisées en 2017, l'IRSN estime que, même en l'absence de grappes en hafnium, la fluence réellement reçue par les cuves du palier 900 MWe ne devrait pas dépasser, 10 ans après les VD4, l'indicateur historique de fluence maximale de  $6,5.10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>. Par ailleurs, l'IRSN n'identifie pas, à ce jour, de conséquences défavorables pour le PSI du fait de l'introduction de grappes en hafnium dans le cœur des réacteurs de 900 MWe.

Concernant la démarche d'estimation de la fragilisation des matériaux de la cuve sous l'effet de l'irradiation neutronique, l'IRSN a analysé les réponses d'EDF à plusieurs demandes que l'ASN lui avait formulées depuis 2010.

En 2010, l'ASN avait demandé à EDF « *d'approfondir le caractère enveloppe de l'utilisation des propriétés mécaniques déterminées pour le métal de base en présence de veines sombres* ». Pour répondre à cette question, EDF s'est appuyé sur les résultats des programmes expérimentaux TENOR et BARITON, menés sur des éprouvettes prélevées dans des viroles fabriquées suivant les mêmes procédés industriels que ceux utilisés pour les cuves du parc d'EDF. L'analyse de ces éléments par l'IRSN ne remet pas en cause la conclusion d'EDF selon laquelle la courbe de ténacité minimale de l'acier des cuves REP, issue du code RCC-M<sup>2</sup>, reste applicable, y compris en présence de veines sombres<sup>3</sup>, sous réserve que la matrice métallique soit suffisamment tenace. Toutefois, l'IRSN a noté qu'une éprouvette, *a priori* prélevée dans une zone ne comportant pas de veine sombre, présente un comportement singulier avec une rupture de type intergranulaire à 20 °C. Aussi, EDF s'est engagé à compléter l'expertise de cette éprouvette afin de confirmer l'hypothèse selon laquelle ce comportement singulier est effectivement lié à la présence de veines sombres dans l'éprouvette. Cet engagement est jugé satisfaisant par l'IRSN.

L'ASN a également interrogé EDF concernant l'influence potentielle des contraintes de service sur le vieillissement des matériaux soumis à l'irradiation. EDF a répondu que l'influence était négligeable en s'appuyant sur plusieurs travaux de recherche décrits dans la littérature scientifique. Au terme de son analyse, l'IRSN partage la conclusion d'EDF.

Pour évaluer les effets fragilisants de l'irradiation sur le matériau de la zone de cœur de la cuve, EDF a mis en place, dès le début de l'exploitation des réacteurs, le programme de surveillance de l'irradiation consistant à exposer des éprouvettes placées dans des capsules au sein de la cuve, puis à extraire ces éprouvettes pour leur faire subir des essais mécaniques. Un indicateur de la fragilisation est le profil d'évolution de la résilience en fonction de la température, déterminé au moyen des éprouvettes de Charpy dans le cadre du PSI. Ces mesures et la courbe de profil qui en est déduite permettent de déterminer l'évolution de la température de transition fragile-ductile du matériau sous l'effet de l'irradiation.

---

<sup>2</sup> Règles de conception et de construction des matériels mécaniques des îlots nucléaires REP.

<sup>3</sup> Les veines sombres sont des hétérogénéités chimiques à caractère discontinu dont la présence est constatée dans les gros lingots de forge.

Depuis 2010, ce décalage est obtenu en considérant la valeur moyenne du décalage de la température  $T_{K7}$ <sup>4</sup> et de celui de la température  $T_{K0,9}$ <sup>5</sup>. Historiquement, la valeur maximale de ces deux décalages était retenue. À cet égard, à la suite d'une réunion du GP ESPN de 2010, l'ASN a demandé à EDF de définir un critère concernant l'écart entre  $\Delta T_{K7}$  et  $\Delta T_{K0,9}$  en deçà duquel la moyenne des deux décalages, proches, est prise en compte et au-delà duquel la valeur maximale est retenue. Ce critère est également utilisé pour identifier les cas nécessitant des investigations complémentaires du fait d'un écart anormalement élevé. Le critère de 8 °C, initialement proposé par EDF en se fondant sur les incertitudes de mesure, a été considéré trop élevé par l'IRSN, car il n'est pratiquement jamais atteint pour les résultats des capsules du PSI des réacteurs de 900 MWe. Aussi, EDF a révisé son estimation et a proposé d'abaisser ce critère à 6 °C, ce qui le conduira à mener des analyses complémentaires sur une quarantaine de données du PSI. Ce nouveau critère est jugé acceptable par l'IRSN. Par ailleurs, EDF s'est engagé à intégrer ce critère à la doctrine technique du PSI, ce qui est satisfaisant.

Dans le cadre du PSI, EDF a été amené à exclure certaines données jugées atypiques. EDF impute le caractère atypique de ces données à un effet de prélèvement : les éprouvettes utilisées pour le PSI ont été prélevées dans une zone présentant une singularité métallurgique dégradant leur représentativité au regard du comportement du matériau de la cuve concernée. Ainsi, ces données n'interviennent plus dans le calcul de l'écart type associé à la loi de prévision de la fragilisation, utilisée dans les analyses de mécanique. Constatant cette démarche, et à l'issue d'une réunion du GP ESPN de 2015 relative à la tenue en service des cuves des réacteurs de 1300 MWe, l'ASN a demandé à EDF de vérifier par des mesures de ténacité que le caractère enveloppe de la courbe de ténacité minimale de l'acier des cuves REP, issue du code RCC-M, était préservée. EDF a effectué cette vérification, ce qui est satisfaisant. Parallèlement, EDF a produit une analyse statistique montrant l'impact négligeable de sa démarche d'exclusion de données atypiques sur le calcul de l'écart-type de la loi de prévision. L'IRSN considère toutefois qu'une telle analyse n'apporte pas une justification suffisante pour exclure des résultats expérimentaux du PSI.

Compte tenu de l'importance du PSI et de l'importance d'en préserver les conservatismes pour la sûreté, la démarche d'EDF ne doit pas être d'exclure des données mais, au contraire, en cas de données atypiques, de viser à les maintenir dans la démarche d'évaluation de la résistance des cuves, dont les fondements expérimentaux sont indispensables. **L'IRSN est ainsi défavorable, dans le principe, à la démarche d'EDF consistant à exclure des données du fait de leur caractère atypique, attribué à un effet de prélèvement, sans analyse approfondie. Pour l'IRSN, EDF doit en effet s'interroger sur l'origine des anomalies constatées et proposer une manière de traiter les données atypiques afin de les maintenir au sein de la base de données du PSI.** À défaut, pour chaque cuve concernée par l'effet de prélèvement, EDF devrait présenter un dossier de justification particulier permettant de conclure à l'absence de fragilisation atypique et proposant une projection des effets de l'irradiation à dix ans après la VD4 intégrant les résultats du PSI de la cuve.

**L'IRSN estime que la démarche d'exclusion de résultats provenant du PSI doit être rigoureusement encadrée. Aussi, l'IRSN formule la recommandation n° 1 en annexe.**

<sup>4</sup> Température pour laquelle la courbe de résilience (en énergie de rupture) rencontre une énergie de 56 J (ou de 7 daJ/cm<sup>2</sup>).

<sup>5</sup> Température pour laquelle la courbe de résilience (en expansion latérale) rencontre la valeur 0,9 mm.

### Sollicitations retenues dans les analyses thermomécaniques

Tous les transitoires thermohydrauliques considérés dans le dossier d'EDF sont issus du référentiel des troisièmes réexamens décennaux. Au cours de l'expertise, EDF a toutefois indiqué que les études thermohydrauliques à l'état VD4 comprendront plusieurs évolutions importantes, notamment pour les transitoires conduisant aux facteurs de marge minimaux des viroles de cœur. Les éléments relatifs à ces évolutions méthodologiques, dont l'impact pourrait ne pas être négligeable sur les résultats obtenus et ainsi sur la conclusion relative au risque de rupture brutale, n'étaient pas disponibles pour la présente expertise de l'IRSN. Par conséquent, compte tenu du caractère incomplet du volet thermohydraulique à l'état VD4, et notamment de l'indisponibilité des éléments relatifs aux études des transitoires limitatifs, l'IRSN ne peut pas statuer sur toutes les questions posées par l'ASN relatives au volet thermohydraulique. **L'expertise correspondante sera poursuivie en 2019.**

Par ailleurs, lors de précédentes réunions du GP ESPN relatives à la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe, EDF s'est engagé à réaliser le bilan des connaissances des contraintes résiduelles dans les joints soudés de cuve et à comparer les pratiques internationales en la matière. EDF a réalisé des études de sensibilité en postulant un profil de contrainte résiduelle dans les joints soudés ; néanmoins, le caractère conservatif du profil retenu par EDF ne sera justifié qu'avec la transmission du bilan de connaissances réalisé. **Dans l'attente, l'IRSN réserve sa position quant à la démarche de prise en compte des contraintes résiduelles dans les joints soudés revêtus.**

### Démarche d'analyse du risque de rupture brutale des viroles de cœur

Le dossier d'EDF comporte une modification notable par rapport au dossier précédent, consistant à reclasser de 3<sup>e</sup> en 4<sup>e</sup> catégorie les transitoires d'accident de petite brèche primaire de diamètre supérieur à 2 pouces. Cette démarche de reclassement a un impact potentiellement important sur la justification de tenue des viroles de cœur car elle conduit à exclusion des analyses mécaniques un transitoire jusque-là limitatif (associé à une petite brèche primaire de 3 pouces). Cette démarche a déjà été discutée lors de la réunion du GP ESPN du 10 juin 2015 relative aux orientations pour la mise à jour des dossiers de référence réglementaires en VD4. À l'issue de cette réunion, l'ASN avait demandé à EDF de justifier le classement des transitoires en fonction de leur fréquence d'occurrence.

Pour répondre à cette demande, EDF s'est appuyé sur la démarche retenue dans les études probabilistes de sûreté et sur le retour d'expérience de tous les réacteurs à eau sous pression dans le monde (hors VVER) pour estimer la valeur médiane de la fréquence d'occurrence des petites brèches primaires de taille supérieure à 2 pouces. La fréquence d'occurrence par année et par réacteur associée est ainsi, selon EDF, égale à  $8,9 \cdot 10^{-5}$ , valeur légèrement inférieure à la limite de  $10^{-4}$ . Cette dernière valeur constitue la limite entre la troisième et quatrième catégorie. L'IRSN estime tout d'abord que la valorisation du retour d'expérience de l'ensemble des réacteurs à eau sous pression dans le monde (hors VVER) est discutable car cette démarche suppose que le risque d'apparition de petites brèches primaires est le même pour tous les réacteurs, indépendamment des spécificités de conception, de la puissance, de l'âge et des pratiques d'exploitation. La démarche d'évaluation de la fréquence proposée par EDF comporte en outre des incertitudes importantes dont la prise en compte conduirait à une probabilité d'occurrence supérieure à  $10^{-4}$ . Enfin, selon l'IRSN, dans un contexte de vieillissement du parc en exploitation, la démarche d'EDF qui aboutit à relâcher le niveau de confiance associé aux études mécaniques n'est pas opportune. **Compte tenu de ces éléments, l'IRSN formule la recommandation n°2 en annexe.**

Pour ce qui concerne l'analyse du risque de rupture brutale, EDF a recours à une méthode avancée de calcul du taux de restitution d'énergie (G), selon la méthode G-thêta appliquée à un calcul tridimensionnel en élastoplasticité. L'emploi de cette méthode, objet de préconisations du code RSE-M, nécessite des vérifications afin d'obtenir des résultats fiables. EDF ayant confirmé avoir effectué ces vérifications, l'IRSN n'a pas de remarque quant à la méthode de calcul utilisée par EDF. Par ailleurs, à l'issue de l'expertise, EDF s'est engagé à apporter des compléments de justification concernant l'absence de risque de rupture brutale associé au défaut cumulé de la cuve du réacteur n° 1 de Tricastin, dont le facteur de marge associé est le plus faible.

**Quant aux résultats obtenus par EDF, l'IRSN n'est pas, à ce jour, en mesure de statuer sur la conclusion présentée.** En effet, plusieurs éléments ayant un impact potentiellement significatif sur ces résultats ne sont pas disponibles au stade de la présente expertise. C'est le cas notamment des données thermohydrauliques servant à définir les chargements et de la prise en compte des contraintes résiduelles dans les joints soudés.

Ces éléments, ainsi que les réponses aux éventuelles demandes de l'ASN faisant suite au présent avis, seront instruits en 2019 et permettront à l'IRSN de se prononcer sur l'aptitude au service des cuves des réacteurs de 900 MWe pour la période décennale suivant la VD4.

Pour le Directeur général et par délégation,

Frédérique PICHEREAU

Adjoint au Directeur de l'expertise de sûreté

Annexe à l'Avis IRSN/2018-00295 du 8 novembre 2018

Recommandations

Recommandation n° 1 :

L'IRSN recommande que l'exclusion de résultats expérimentaux du programme de surveillance de l'irradiation (PSI) soit encadrée par :

- l'identification exhaustive des phénomènes métallurgiques pouvant dégrader l'indicateur de la fragilisation par l'irradiation déterminé expérimentalement ;
- la définition de seuils portant sur les paramètres observables associés à ces phénomènes et permettant de statuer sur la conservation ou l'exclusion de résultats dégradés.

Recommandation n° 2 :

Dans le cadre de la prolongation de la durée d'exploitation des réacteurs de 900 MWe, l'IRSN recommande qu'EDF maintienne l'application des coefficients de sécurité utilisés depuis la conception, dans le dossier des situations et dans le dossier de justification de tenue des cuves, pour les transitoires de brèches jusqu'à 6 pouces. En outre, l'IRSN recommande que les transitoires correspondants soient maintenus en troisième catégorie.