

Fontenay-aux-Roses, le 21 janvier 2019

Monsieur le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

Avis IRSN/2019-00010

Objet : CEA/Saclay
INB n° 101 - Installation ORPHEE
Prolongation d'utilisation des doigts de gant 1T, 2T et 6T

Réf. [1] Lettre CODEP-OLS-2018-051278 du 25 octobre 2018.
[2] Lettre CODEP-DRC-2014-029711 du 08 août 2014.

Par lettre citée en première référence, l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) demande l'avis et les observations de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) sur l'acceptabilité de la demande d'autorisation de modification, déposée en juillet 2018 par le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA).

Cette modification concerne la prolongation d'utilisation des doigts de gants (DDG) 1T, 2T et 6T du réacteur ORPHÉE, jusqu'à la fin de la période d'exploitation du réacteur programmée à la fin de l'année 2019, soit pour 60 jours supplémentaires.

L'installation ORPHÉE est un réacteur de recherche de type « piscine ». Le cœur du réacteur, refroidi à l'eau légère, est logé dans un caisson placé au centre d'une cuve d'eau lourde, jouant le rôle de réflecteur, elle-même plongée dans une piscine d'eau légère. L'installation ORPHÉE est équipée de neuf canaux horizontaux destinés à guider les faisceaux de neutrons vers les aires expérimentales où ils sont exploités à des fins de recherche. Ces canaux pénètrent successivement dans la piscine et la cuve d'eau lourde et se terminent par des doigts de gant étanches en alliage d'aluminium (AG3NET) qui pointent vers le cœur du réacteur (cf. annexe). Chaque canal est équipé de plusieurs éléments gigognes assurant l'étanchéité entre l'eau lourde, l'eau de la piscine, et l'extérieur. La rupture accidentelle d'un ou plusieurs DDG lors du fonctionnement du réacteur est susceptible de conduire à une insertion de réactivité dans le cœur du réacteur du fait du remplissage en eau lourde du DDG initialement maintenu sous atmosphère d'hélium.

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

1. Contexte

Les doigts de gants d'ORPHÉE sont dimensionnés au séisme de référence du site de Saclay et sont conçus et construits en application des règles définies dans les codes de mécanique de l'ingénierie nucléaire. Leur durée de vie en réacteur doit cependant être limitée pour tenir compte de leur fragilisation du fait de leur exposition au flux neutronique. Historiquement, le critère de remplacement des DDG retenu par le CEA est l'atteinte d'une fluence de 8.10^{22} n/cm², ce qui correspond à une réserve de ductilité¹ du matériau quasi nulle. Dans le cadre du dernier réexamen de sûreté d'ORPHÉE, en 2010, l'IRSN a estimé que les durées maximales d'exposition au flux de neutrons auxquelles sont soumis les DDG, alors fixées par le CEA, ne permettaient pas de garantir le maintien d'une ductilité suffisante du matériau les constituant pour accommoder d'éventuels effets de contraintes locales qui pourraient survenir à la suite de l'apparition ou de l'évolution d'un défaut dans la structure. À cet égard, l'IRSN a considéré que la réserve de ductilité des alliages constituant les DDG ne devait pas aller en deçà de 2 %. Le CEA s'est alors notamment engagé à « vérifier que le planning de remplacement des doigts de gant permet d'éviter l'atteinte simultanée d'une ductilité très faible sur l'ensemble des doigts de gant ».

En 2014, à l'issue de l'expertise, par l'IRSN, de la réponse à cet engagement, le CEA a proposé de retenir, pour les futurs DDG qui seraient fabriqués, comme limite d'irradiation maximale admissible, la valeur de $5,6.10^{22}$ n/cm² à la place de 8.10^{22} n/cm². Cette nouvelle valeur permet, selon le CEA de garantir une réserve de ductilité de 2 %. Pour ce qui concerne les DDG ayant déjà dépassé cette valeur (*i.e.* 1T, 2T, 3T, 6T et 8F), le CEA a proposé un planning échelonnant leur remplacement en gardant, de manière transitoire, l'ancienne valeur limite de 8.10^{22} n/cm² comme seuil (opérationnellement traduite par un temps de présence en réacteur de 6810 jours équivalents pleine puissance ou JEPP). Selon ce planning, élaboré début 2014 à partir d'un besoin de fonctionnement évalué à 180 JEPP/an, les DDG 1T, 2T et 6T devaient être remplacés en deux étapes, à l'été 2016 et à l'été 2017, dans la mesure où ils atteignaient respectivement 6594 JEPP (DDG 1T et 2T) et 6774 JEPP (DDG 6T), soit des valeurs de ductilité très faibles. Le remplacement du DDG 3T devait être effectué mi-2014. Par la lettre en seconde référence, l'ASN avait autorisé le CEA à poursuivre le fonctionnement du réacteur selon ce planning.

Depuis lors, le CEA a effectivement procédé au remplacement du DDG 3T en 2014. S'agissant des DDG 1T, 2T et 6T, compte tenu d'une exploitation moindre que prévu (le réacteur ORPHÉE a été exploité à hauteur de 117, 169, 119 et 113 JEPP entre 2014 et 2017), le CEA estime qu'ils atteindront la valeur limite de 8.10^{22} n/cm² au cours du dernier cycle de fonctionnement² d'ORPHÉE avant son arrêt définitif. Enfin, le CEA estime que le DDG 8F n'aura pas, à la date de l'arrêt définitif du réacteur, atteint la limite de remplacement de 8.10^{22} n/cm².

Dans ce contexte, le CEA demande l'autorisation de prolonger l'utilisation des DDG 1T, 2T, 6T jusqu'à la fin de la période d'exploitation du réacteur, soit pour 60 jours supplémentaires par rapport au seuil prévu au planning de remplacement présenté en 2014 (6870 JEPP pour une atteinte de la limite d'irradiation admissible de 8.10^{22} n/cm² à 6810 JEPP). L'IRSN remarque cependant que la prolongation d'exploitation des DDG 1T, 2T et 6T demandée par le CEA est plus importante que 60 jours puisque leur remplacement, selon le planning présenté en 2014, devait anticiper l'atteinte des 6810 JEPP. La demande du CEA est motivée par le souhait de consommer entièrement le dernier cœur, sans avoir à procéder au changement de ces DDG. Le CEA met notamment en avant la dosimétrie associée aux travaux de remplacement des DDG, ainsi que la quantité de déchets générés.

De l'examen des éléments transmis par le CEA à l'appui de sa demande, complétés par les éléments recueillis au cours de l'expertise, l'IRSN retient les conclusions suivantes.

¹ Capacité d'un matériau à se déformer plastiquement sans se rompre.

² Le réacteur ORPHÉE fonctionne par cycles de 100 jours en puissance.

2. Dispositions de prévention et de mitigation relatives aux situations de fonctionnement engendrées par la rupture des DDG 1T, 2T et 6T

Dans la démonstration de sûreté du réacteur, le CEA retient, comme situation de fonctionnement liée à une perte d'étanchéité des DDG, une entrée d'eau lourde dans un DDG sous l'effet d'une fissuration incidentelle. L'insertion de réactivité qui en résulte est compensable par le pilotage automatique du réacteur du fait de la cinétique lente de la situation. Suite au réexamen de sûreté de 2010, l'exploitant s'est par ailleurs engagé à « *étudier les conséquences sur le cœur d'une insertion de réactivité due à la rupture du doigt de gant du canal 4F* », DDG le plus pénalisant à l'égard de l'effet en réactivité qu'il représente en cas de remplissage par de l'eau lourde. En complément, il a étudié la rupture simultanée des DDG au titre de la défense en profondeur. Cependant, il exclut que la rupture d'un ou plusieurs DDG puisse engendrer la vidange de la piscine. Une telle situation est en effet prévenue par l'existence, dans la partie arrière du canal horizontal contenant le DDG, d'une tige percée d'une fenêtre d'étanchéité, toutes deux résistantes à la pression³, et d'une vanne de sécurité destinée à se fermer en cas de détection d'eau au-delà de la tige de fermeture arrière. Le bon fonctionnement des vannes de sécurité et des électroniques des systèmes de détection de fuite est vérifié lors des arrêts programmés pour recharger le cœur. L'étanchéité des vannes est contrôlée annuellement. **Ces dispositions ont été jugées satisfaisantes par l'IRSN dans le cadre du réexamen de sûreté de 2010.**

Dans le cadre de sa demande, le CEA a évalué les conséquences de l'effet maximal en réactivité qui serait dû à la rupture simultanée des 3 DDG 1T, 2T et 6T. Pour cela, il s'est appuyé sur la démonstration précédemment apportée en réponse à son engagement précité. Selon le CEA, cette situation (rupture du DDG 4F), qui générerait une insertion de réactivité de 410 pcm, ne conduirait pas à une redistribution de débit⁴. Le CEA conclut donc que la rupture simultanée des DDG 1T, 2T et 6T, qui générerait une insertion de réactivité de 320 pcm, n'est pas susceptible de porter atteinte à la sûreté du réacteur.

L'effet en réactivité consécutif au remplissage par de l'eau lourde des différents DDG a fait l'objet d'une réévaluation dans le cadre du réexamen de sûreté de 2010. Les valeurs d'insertion de réactivité calculées ont été jugées acceptables par l'IRSN. Ainsi, la valeur de l'insertion de réactivité de 320 pcm représentant l'insertion de réactivité maximale qui aurait lieu en postulant la rupture des DDG 1T, 2T et 6T n'appelle pas de remarque.

L'étude thermohydraulique des conséquences d'une insertion de réactivité de 410 pcm s'appuie sur l'utilisation d'un schéma de calcul mettant en œuvre des modèles physiques usuels. Des calculs réalisés par le CEA, l'IRSN retient en particulier que l'écoulement du fluide caloporteur à travers les plaques de combustible reste monophasique pendant le transitoire accidentel, les phénomènes d'échanges thermiques qui président au refroidissement du combustible étant, dans cette configuration, bien connus et représentés par les modèles utilisés par le CEA. L'IRSN souligne en outre le conservatisme de la démonstration produite par le CEA, l'insertion de réactivité étudiée étant supérieure à l'effet en réactivité cumulé de la rupture des 3 DDG. Aussi, **l'IRSN estime que la démonstration de l'absence d'endommagement du combustible en cas de rupture simultanée des 3 DDG est acceptable.** L'IRSN note par ailleurs que cette insertion de réactivité, bien inférieure à la fraction de neutrons retardés, n'est pas susceptible d'engendrer de risque de criticité prompte.

³ Elles sont en particulier dimensionnées à l'onde de choc résultant de l'accident de type BORAX.

⁴ Le phénomène de redistribution de débit dans les canaux des éléments combustibles, qui peut engendrer une dégradation du refroidissement du combustible, apparaît quand l'ampleur de l'ébullition est suffisante pour créer une perte de charge dans un ou plusieurs canaux amenant le fluide caloporteur à se rediriger vers les autres canaux.

3. Analyse du comportement mécanique des DDG 1T, 2T et 6T

Le CEA a réalisé une vérification du dimensionnement, selon les règles du RCC-MX⁵, du DDG 1T, jugé conservatif à l'égard des caractéristiques géométriques des trois DDG et des chargements qui leurs sont appliqués (poids propre et poussée de l'eau à l'extérieur du DDG, séisme, et chargements thermiques) dans les différentes situations de fonctionnement à vérifier. Il conclut au bon comportement des DDG. En complément, le CEA a réalisé une analyse d'amorçage de déchirure (ou analyse à la rupture brutale) montrant qu'un DDG conserve un comportement élastique, avec des marges importantes. Le CEA souligne néanmoins que le code RCC-MX ne définit les propriétés du matériau AG3NET qu'en deçà d'un seuil d'irradiation maximale admissible, dépendant de la température, que les trois DDG auront dépassé au terme du fonctionnement prévu fin 2019. L'IRSN souligne ainsi que les conclusions de ces deux analyses, réduites au domaine de validité du RCC-MX, ne permettent pas de couvrir la période d'exploitation des DDG au-delà de la limite d'irradiation maximale admissible de $5,6 \cdot 10^{22}$ n/cm² équivalent à une réserve de ductilité de 2 %.

Le CEA apporte deux arguments annexes à la démonstration précédemment mentionnée, destinés à conforter sa position selon laquelle des marges existent. En premier lieu, le CEA a réalisé une comparaison des cartographies des niveaux d'irradiation et des contraintes mécaniques subis par les DDG. Il en déduit que la zone des DDG subissant les niveaux d'irradiation maximaux est très locale et située en dehors des zones subissant les contraintes mécaniques les plus élevées. Cet argument est toutefois essentiellement qualitatif. En second lieu, le CEA a mené une extrapolation des données recueillies lors des essais menés sur des éprouvettes du dernier DDG 4F extrait d'ORPHÉE, également en AG3NET, et ayant subi un niveau d'irradiation comparable à celui attendu au niveau du DDG 1T à 6870 JEPP. Ces essais montrent que le matériau fortement irradié possède un allongement à la rupture (équivalent à la ductilité) du matériau, certes faible, mais qui demeure non nul. Ainsi, le CEA s'appuie sur ces données expérimentales pour extrapoler, à des niveaux d'irradiation allant au-delà du domaine de validité du RCC-MX, un critère de contrainte admissible. Pour le CEA, la vérification du DDG 1T avec ce nouveau critère serait apte à montrer que des marges existent vis-à-vis de la rupture brutale du DDG.

À l'égard de ce dernier argument, l'IRSN souligne que la dispersion des données expérimentales disponibles relatives à l'effet de l'irradiation sur le matériau AG3NET et leur faible nombre concernant des valeurs d'irradiation telles que celles envisagées par le CEA justifient de retenir une approche prudente quant aux caractéristiques de l'AG3NET sous l'effet de niveaux élevés d'irradiation. Ainsi, l'IRSN s'en tient à la position qu'il avait déjà exprimée lors de précédentes expertises, selon laquelle une réserve de ductilité de 2 % doit impérativement être conservée, et dont il résulte qu'**une démonstration robuste du comportement des DDG en AG3NET d'ORPHÉE ne peut, en l'état des connaissances actuelles, être établie que dans la limite d'une irradiation maximale admissible de $5,6 \cdot 10^{22}$ n/cm², équivalent à une réserve de ductilité de 2 %.**

4. Conclusion

L'IRSN considère que les éléments d'analyse du comportement mécanique des DDG 1T, 2T et 6T produits par le CEA ne sont pas suffisants pour justifier que ces DDG conservent un comportement satisfaisant à la suite d'une exposition aux effets de l'irradiation allant au-delà des limites précédemment jugées acceptables par l'IRSN. Dès lors, la rupture de ces DDG ne peut pas être exclue.

⁵ RCC-MX : Règles de Conception et de Construction pour les réacteurs expérimentaux.

En tout état de cause, les dispositions permettant de détecter une éventuelle fuite ou rupture au niveau des **DDG** et de maintenir, dans ce cas, l'étanchéité du bloc-pile sont disponibles. A cet égard, l'IRSN rappelle que **ces dispositions, ainsi que les contrôles dont elles font l'objet, ont été jugés satisfaisants**. De plus, le CEA a apporté **la démonstration de l'absence d'endommagement du combustible en cas de rupture simultanée des DDG concernés**.

En conclusion, sur la base des documents examinés et des éléments recueillis au cours de l'expertise, **l'IRSN estime tolérable la prolongation de l'utilisation des doigts de gant 1T, 2T et 6T telle que demandée par le CEA, à savoir pour une durée limitée de 60 jours supplémentaires**.

Pour le Directeur général et par délégation,

Frédérique PICHEREAU

Adjoint au Directeur de l'expertise de sûreté

Annexe à l'Avis IRSN/2019-00010 du 21 janvier 2019

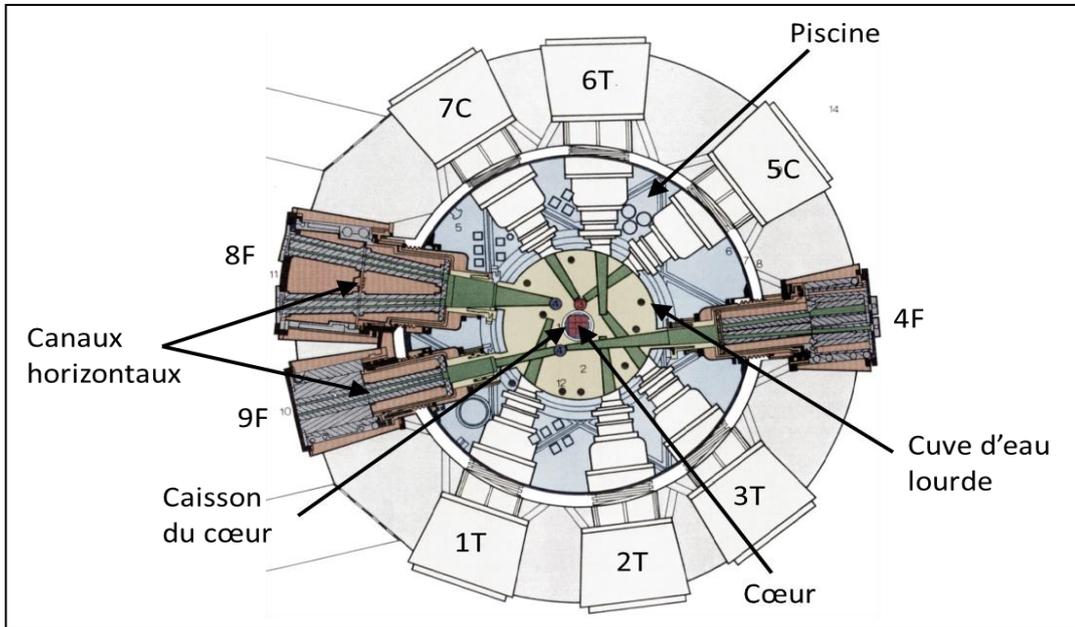


Figure 1 : Vue de dessus du réacteur

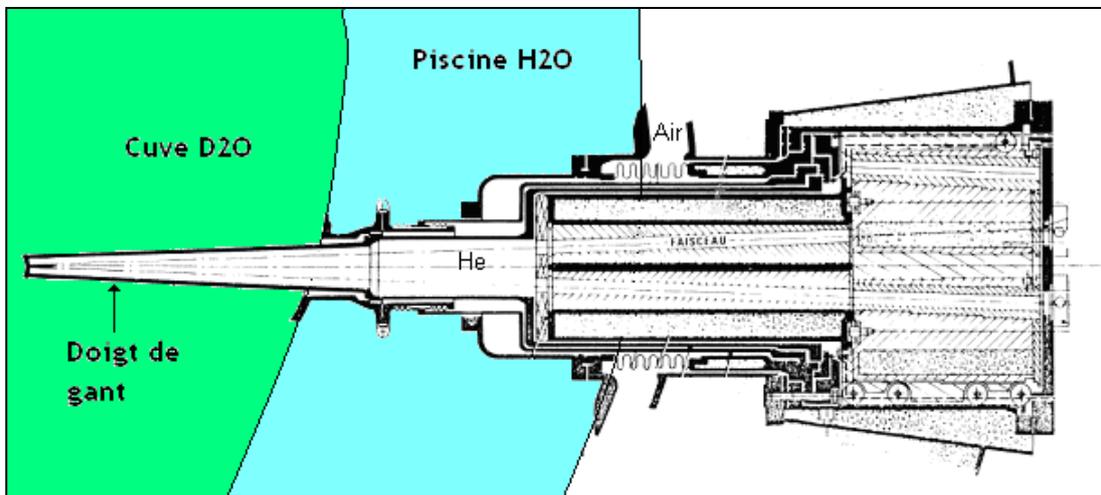


Figure 2 : Coupe schématique d'un canal expérimental horizontal