

Fontenay-aux-Roses, le 19 juin 2019

Monsieur le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

Avis IRSN/2019-00135

Objet : CEA/Saclay  
INB n° 101 - Installation ORPHÉE - Suites du réexamen de sûreté de 2009  
Modélisation de l'accident BORAX

Réf. [1] Lettre ASN CODEP-DRC-2015-041311 du 15 octobre 2015  
[2] Lettre ASN CODEP-DRC-2012-008413 du 8 mars 2012

Par lettre citée en référence [1], l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) sollicite l'avis et les observations de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) sur les éléments transmis par le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) en réponse, d'une part aux engagements intitulés E74, E75 et E79, pris par ce dernier en 2010 à l'issue de l'expertise du réexamen de sûreté de l'installation Orphée, d'autre part à la demande n° 4 formulée par l'ASN dans la lettre citée en référence [2]. Ces engagements et cette demande sont rappelés en annexe 1 au présent avis.

L'installation Orphée comporte un réacteur de recherche de type « piscine ». Le cœur du réacteur, composé d'éléments combustibles (EC) en alliage d'uranium et d'aluminium refroidis à l'eau légère, est implanté dans un caisson placé au centre d'une cuve d'eau lourde jouant le rôle de réflecteur. Cette cuve est elle-même plongée dans une piscine d'eau légère (cf. Figure 1 en annexe 2 au présent avis). Les EC, au nombre de huit, sont constitués de plaques de combustibles gainées d'aluminium. Quatre d'entre eux comportent une barre de commande assurant le contrôle de la réactivité du cœur et l'arrêt d'urgence du réacteur par chute gravitaire de celles-ci. Par ailleurs, l'installation Orphée est équipée de neuf canaux expérimentaux horizontaux destinés à guider les faisceaux de neutrons vers les aires expérimentales où ces faisceaux sont exploités à des fins de recherche (cf. Figure 2 en annexe 2 au présent avis). Les canaux expérimentaux pénètrent successivement dans la piscine et la cuve d'eau lourde et se terminent par des doigts de gants étanches en alliage d'aluminium qui pointent vers le cœur du réacteur. En cas de rupture accidentelle d'un ou de plusieurs doigts de gants lors du fonctionnement du réacteur, le remplissage en eau lourde du doigt de gant initialement maintenu sous atmosphère d'hélium conduirait à une insertion de réactivité dans le cœur du réacteur.

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**

L'accident de type « BORAX », qui se caractérise par une explosion vapeur, est considéré par le CEA au titre des situations de limitation du risque (SLR) en tant qu'accident grave maîtrisé (AGM). Pour le réacteur Orphée, cet accident est initié par la rupture simultanée de l'ensemble des doigts de gants de l'installation, entraînant une insertion rapide de réactivité susceptible de conduire à la fusion des EC.

En effet, une telle insertion de réactivité conduit à une excursion de puissance dans le cœur, qui provoque une augmentation de la température des EC et du fluide caloporteur (eau légère). Ceci peut conduire à l'évaporation partielle de ce fluide, voire à l'assèchement des lames d'eau (espaces entre les plaques des EC dans lesquels le fluide caloporteur circule), dégradant notablement les échanges thermiques et le refroidissement des EC. Des effets de contre-réactions neutroniques s'opposent à cette excursion de puissance. Pour le réacteur Orphée, la contre-réaction neutronique, appelée « effet modérateur<sup>1</sup> », est prépondérante.

En cas d'atteinte de la température de fusion de l'aluminium contenu dans les EC, l'accident BORAX est susceptible de conduire à une explosion vapeur. Celle-ci résulte de la vaporisation brutale de l'eau de refroidissement du réacteur initialement à basse température (30 à 40°C) au contact des EC fondus. Les caractéristiques de l'onde de pression induite par cette explosion dépendent de l'énergie déposée dans les EC au moment où se produit l'interaction entre l'aluminium fondu et le fluide caloporteur.

Le décret d'autorisation de création de l'installation Orphée indique que la piscine du réacteur doit rester étanche, en particulier dans le cas d'un accident de réactivité qui libérerait une énergie totale de 165 MJ. En 2009, dans le cadre de l'expertise par l'IRSN du réexamen de sûreté du réacteur Orphée, le CEA a produit des éléments visant à démontrer le caractère largement enveloppe de cette valeur d'énergie libérée. L'énergie maximale déposée dans les EC était alors évaluée par le CEA à 6,7 MJ, valeur largement inférieure à celle retenue dans le décret d'autorisation de création. La valeur de 6,7 MJ était obtenue pour une séquence accidentelle initiée à faible puissance du réacteur et consécutive à l'insertion rapide d'une réactivité représentative de celle que produirait la rupture simultanée des doigts de gants des neuf canaux expérimentaux. L'IRSN a cependant estimé que la validation du code de calcul thermohydraulique employé était insuffisante. En particulier, la validation de l'effet modérateur et des modèles thermohydrauliques retenus était insuffisante au regard des différents phénomènes physiques mis en jeu lors d'une telle séquence accidentelle pour le réacteur Orphée et aucune validation de type intégrale<sup>2</sup> n'était présentée. Ceci a conduit le CEA à prendre l'engagement E75. En outre, l'IRSN estimait que d'autres séquences accidentelles initiées par une insertion de réactivité, d'amplitude et de durée différentes de celles considérées pour l'accident BORAX, seraient susceptibles de mener à la fusion d'EC. Ceci a conduit le CEA à prendre les engagements E74 et E79.

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

## **2. Modélisation du couplage thermohydraulique-neutronique et validation - Réponse à l'engagement E75**

Pour calculer l'énergie déposée dans les EC du cœur en cas d'accident BORAX dans l'installation Orphée, le CEA a utilisé un logiciel de calcul de thermohydraulique à l'échelle système<sup>3</sup>, avec un module neutronique dit « de cinétique

<sup>1</sup> L'effet modérateur est défini comme la variation de réactivité du cœur induite par la variation de la température ou de la densité du caloporteur. Dans le cas de l'accident BORAX, l'échauffement du fluide caloporteur (associé à la diminution de sa densité) tend à faire diminuer la réactivité du cœur du réacteur.

<sup>2</sup> La validation intégrale a pour objectif de vérifier l'aptitude globale d'un outil de calcul scientifique à simuler correctement l'ensemble des phénomènes physiques (thermohydrauliques et neutroniques ici) et leurs interactions.

<sup>3</sup> Cette échelle consiste à modéliser le cœur du réacteur et les circuits de refroidissement qui lui sont associés.

ponctuelle » permettant de fournir les données neutroniques nécessaires au calcul thermohydraulique et notamment l'évolution de la puissance du cœur au cours du temps.

En réponse à l'engagement E75, le CEA a présenté des éléments de validation des modèles de ce logiciel. Ces éléments résultent de travaux de validation du couplage thermohydraulique-neutronique, menés par le CEA à la fois pour le réacteur Orphée et pour le réacteur Jules Horowitz (RJH) pour lequel un accident BORAX est également postulé. Ils concernent, d'une part les données neutroniques (dont l'effet modérateur), d'autre part les modèles physiques thermohydrauliques gouvernant notamment les échanges thermiques entre les EC et le fluide caloporteur.

La distribution de puissance et l'effet modérateur, caractéristiques du cœur Orphée, font partie des données neutroniques nécessaires au module de cinétique ponctuelle. Celles-ci ont été établies sur la base de calculs avec un logiciel de transport neutronique utilisant la méthode de Monte Carlo. Les outils de calcul neutronique utilisés par le CEA sont à l'état de l'art. Toutefois, aucune validation des données calculées sur la base d'essais à effets séparés<sup>4</sup> dédiés, n'est présentée et aucune incertitude associée n'a été quantifiée. Aussi, l'analyse de l'IRSN a principalement consisté à réaliser des contre-calculs neutroniques à partir d'un logiciel différent. **Les résultats obtenus par l'IRSN sont globalement cohérents avec ceux du CEA. Ceci permet de donner un ordre de grandeur des incertitudes à considérer sur la distribution de puissance et l'effet modérateur calculés par le CEA.**

Les autres données neutroniques, nécessaires au module de cinétique ponctuelle du logiciel de thermohydraulique, sont quant à elles issues du rapport de sûreté de l'installation Orphée et **n'appellent pas de remarque.**

Par ailleurs, les modèles thermohydrauliques utilisés dans les calculs concernent les transferts de chaleur en régime monophasique (fluide caloporteur non bouillant) et en ébullition nucléée (apparition de bulles de vapeur à l'interface entre le fluide caloporteur et la gaine des EC), la transition du régime monophasique vers l'ébullition nucléée, la transition vers le régime d'assèchement de la gaine des EC (atteinte d'un flux thermique dit critique) et les modèles de formation de vapeur et de condensation de celle-ci lors de l'ébullition nucléée. Leur validation s'appuie :

- sur des essais analytiques issus de la littérature et d'un programme de recherche commun entre le CEA et le Massachusetts Institute of Technology (MIT).
- sur des essais intégraux, en particulier cinq essais de la campagne SPERT-IV<sup>5</sup>. A cet égard, le CEA a réalisé des calculs en utilisant l'évolution temporelle de la puissance expérimentale, dans le but de valider les modèles thermohydrauliques seuls (module de cinétique ponctuelle non activé dans ce cas). Le CEA compare la température de la face de la gaine en contact avec le fluide caloporteur (température dite en paroi) calculée avec celle mesurée lors de l'essai, pour l'EC situé au centre du cœur SPERT-IV. De plus, le CEA a réalisé des calculs couplés thermohydraulique-neutronique pour lesquels, en sus de la température en paroi, il compare la puissance du cœur calculée avec celle mesurée dans le réacteur SPERT-IV.

L'IRSN considère que la réalisation du programme de recherche CEA-MIT, relatif aux transferts de chaleur dans des conditions représentatives d'un accident BORAX pour le réacteur Orphée, constitue l'un des points forts des travaux de validation réalisés par le CEA. Toutefois, seuls des résultats intermédiaires de ces travaux ont été utilisés et présentés par le CEA lors de l'expertise. **Les conclusions de ces travaux, dorénavant publiques, viennent mettre en cause certains choix de modélisation retenus pour l'étude Orphée. En particulier, les flux critiques (environ 16 MW/m<sup>2</sup>) obtenus lors du programme de recherche CEA-MIT pour des conditions représentatives d'un accident**

---

<sup>4</sup> La validation à effets séparés a pour objectif de valider les modèles physiques de l'outil de calcul scientifique dans des conditions où les phénomènes physiques dominants sont aussi isolés que possible.

<sup>5</sup> Le réacteur SPERT était un réacteur expérimental américain, constitué d'un cœur similaire à celui d'Orphée, dans lequel plusieurs campagnes d'essais d'excursion de puissance ont été réalisées.

BORAX pour le réacteur Orphée sont très inférieurs à ceux évalués avec les modèles retenus par le CEA (environ 60 MW/m<sup>2</sup> pour l'étude Orphée).

En ce qui concerne la validation du logiciel de thermohydraulique avec ou sans activation du module de neutronique, les choix de modélisation retenus par le CEA, notamment le recalage relatif à la partition du flux<sup>6</sup> en paroi en ébullition nucléée, permettent effectivement de bien représenter avec le logiciel utilisé les évolutions temporelles de puissance et de températures de paroi des essais intégraux SPERT-IV, au moins jusqu'au premier pic de puissance observé dans ces essais. L'extrapolation de la validation intégrale réalisée sur les essais SPERT-IV au cas Orphée est quant à elle abordée ci-dessous.

### **3. Application du schéma de calcul au cas Orphée - Réponses aux engagements E74 et E79**

En réponse aux engagements E74 et E79, le CEA a transmis deux études thermohydrauliques relatives aux conséquences de la rupture du doigt de gant du canal expérimental 4F et à la montée intempestive et simultanée des quatre barres de commande à leur vitesse maximale. Ces études s'appuient sur l'utilisation d'un schéma de calcul mettant en œuvre des modèles physiques usuels pour le régime monophasique. L'écoulement du fluide caloporteur à travers les EC reste monophasique pendant les transitoires accidentels en question, avec une marge conséquente vis-à-vis de l'ébullition. Cette marge permet d'avoir la raisonnable assurance de la couverture des incertitudes du calcul, liées notamment à la modélisation géométrique du réacteur et aux modèles physiques utilisés. **En conclusion, l'IRSN estime satisfaisantes les démonstrations de l'absence d'endommagement des EC, en cas de rupture du doigt de gant du canal expérimental 4F ou en cas de montée intempestive et simultanée des quatre barres de commande.**

### **4. Application du schéma de calcul au cas Orphée - Réponse à la demande n°4 de l'ASN**

A partir des travaux engagés en réponse à l'engagement E75, le CEA a réalisé, à l'aide de son logiciel de thermohydraulique, l'étude du transitoire BORAX appliqué au cas d'Orphée.

L'étude présente un calcul dit de référence correspondant à une insertion de réactivité de 2000 pcm en 10 ms, partant d'un état initial à puissance réduite. Cette étude montre un passage en ébullition nucléée du fluide caloporteur avec une création importante de vapeur qui étouffe l'excursion de puissance par contre-réaction neutronique. La vapeur produite reste localisée au niveau du cœur et aucun assèchement de la gaine des EC n'est observé (flux critique non atteint). L'énergie déposée dans le cœur atteint une valeur maximale de 7,47 MJ.

Le CEA a par ailleurs réalisé une étude de sensibilité aux différents paramètres d'entrée (hypothèses d'études et modèles physiques) afin de s'assurer de l'absence d'effet falaise. Il quantifie ainsi l'influence de ces paramètres notamment sur l'énergie maximale déposée dans les EC et la température maximale de ces derniers. Le CEA conclut que, globalement, pour tous les tests de sensibilité, le logiciel de thermohydraulique, incluant un module neutronique de cinétique ponctuelle, prédit des phénomènes physiques proches et comparables avec ceux du calcul de référence.

L'IRSN relève que les taux de vide atteints dans l'étude Orphée de l'accident BORAX (taux de vide moyen dans l'ensemble du cœur de 30 %) sont bien supérieurs à ceux obtenus lors de l'essai de la campagne SPERT-IV le plus représentatif des conditions Orphée (taux de vide moyen dans l'ensemble du cœur d'environ 5 %). De plus, la pression augmente très rapidement et fortement dans l'étude Orphée du BORAX (amplitude de 10 bar avec un taux de croissance de 1000 bar/s), dépassant largement les ordres de grandeurs observés lors des essais de la campagne SPERT-

---

<sup>6</sup> Ce recalage modifie la partition de la quantité de chaleur qui est transmise au caloporteur sous-saturé (non bouillant) pour d'une part le chauffer et d'autre part le vaporiser.

IV. Ce transitoire en pression, et les effets qu'il induit (chasse d'eau, variation de la température de saturation...) gouverne l'intensité des transferts de chaleur et de masse au sein de l'écoulement. **Le CEA n'a pas analysé ces phénomènes qui mettent en cause l'analyse physique présentée. L'IRSN constate donc que les résultats des essais de la campagne SPERT-IV ne sont pas représentatifs des résultats obtenus pour l'étude Orphée, en particulier au regard des taux de vide atteints et de l'évolution de la pression dans le cœur (amplitude et dynamique). Aussi, la validation intégrale réalisée sur les essais SPERT-IV ne peut pas être extrapolée pour le réacteur Orphée.**

En outre, l'IRSN souligne que les valeurs de flux prédites dans l'étude Orphée ( $20 \text{ MW/m}^2$ ) dépassent les valeurs de flux critiques obtenues lors de la réalisation des essais du programme de recherche CEA-MIT les plus représentatifs d'un accident BORAX pour le réacteur Orphée. **Pour l'IRSN, une transition vers l'ébullition en film aurait alors dû être prédite dans les calculs Orphée, ce qui aurait notablement dégradé le refroidissement des EC. Aussi, l'IRSN estime que le risque d'assèchement des parois est avéré et que les conséquences de cet assèchement sur l'énergie déposée dans les EC, potentiellement importantes, n'ont pas été prises en compte.**

Concernant l'étude de sensibilité, les plages d'incertitudes retenues par le CEA sur les données neutroniques semblent globalement acceptables, compte tenu des contre-calculs menés par l'IRSN. S'agissant des incertitudes sur les différents modèles physiques thermohydrauliques, **l'IRSN estime que la plage de variation du flux critique ( $\pm 30 \%$ ) ne permet pas de couvrir les réserves précitées à son égard.** En effet, la valeur basse de cette étude de sensibilité conduit à un flux critique d'environ  $42 \text{ MW.m}^{-2}$ .

## **5. Conclusion**

En conclusion, l'IRSN estime que l'examen des éléments transmis initialement et au cours de l'expertise par le CEA ont permis d'améliorer les connaissances sur le flux critique dans une situation représentative d'un accident BORAX pour le réacteur Orphée et ont permis, compte tenu du recalage de certains modèles, de valider le logiciel couplé de thermohydraulique et de neutronique utilisé par le CEA sur cinq essais SPERT-IV.

Toutefois, compte tenu d'une part des taux de vide atteints largement supérieurs dans l'étude de l'accident BORAX pour le réacteur Orphée par rapport aux cas de validation du logiciel sur les essais SPERT-IV et des conséquences que cette différence a sur les phénomènes physiques en jeu, et d'autre part de l'utilisation dans l'étude Orphée d'une valeur de flux critique mise en cause par des résultats d'essais récents, ces éléments ne permettent pas de conclure à une consolidation suffisante de la modélisation du couplage thermohydraulique-neutronique pour l'évaluation des transitoires physiques résultant des insertions de réactivité SLR-AGM avec risque de fusion du cœur (engagement E75). Compte tenu de ces éléments, l'IRSN considère qu'une énergie déposée dans les EC supérieure à la valeur de  $7,47 \text{ MJ}$  obtenue par le CEA n'est pas à exclure. Ceci confirme qu'une approche prudente doit être retenue pour l'étude des conséquences de l'accident BORAX de l'installation RJH.

Enfin, les éléments expertisés relatifs aux engagements E74 et E79 sont acceptables.

Pour le Directeur général et par délégation,

Olivier DUBOIS

Adjoint au Directeur de l'expertise de sûreté

**Annexe 1 à l'avis IRSN/2019-00135 du 19 juin 2019**

Engagement E74 : « étudier les conséquences sur le cœur d'une insertion de réactivité due à la rupture du doigt de gant du canal 4F ».

Engagement E75 : « consolider la modélisation du couplage thermohydraulique-neutronique pour l'évaluation des transitoires physiques résultant des insertions de réactivité SLR-AGM avec risque de fusion du cœur. L'exploitant fournira les éléments de validation associés au modèle. Les résultats de cette action seront pris en compte dans la défense en profondeur relative au non-dénoyage du cœur ».

Engagement E79 : « étudier, au titre des SLR-AGM, les conséquences de la montée intempestive et simultanée des quatre barres de commande à leur vitesse maximale en considérant la défaillance de la première chaîne d'arrêt d'urgence ; cette séquence devra être étudiée pour les deux régimes de fonctionnement « Basse Puissance » et « Haute Puissance » ».

Demande n°4 : « Je vous demande de me préciser, au regard des conclusions issues des calculs thermohydrauliques et neutroniques que vous vous êtes engagé à réaliser, la valeur de l'énergie thermique qui serait libérée lors d'un accident de réactivité. Vous présenterez les éventuelles modifications associées, étant donné la valeur d'énergie de 165 MJ mentionnée dans le décret de création de l'INB n°101 ».

Annexe 2 à l'avis IRSN/2019-00135 du 19 juin 2019

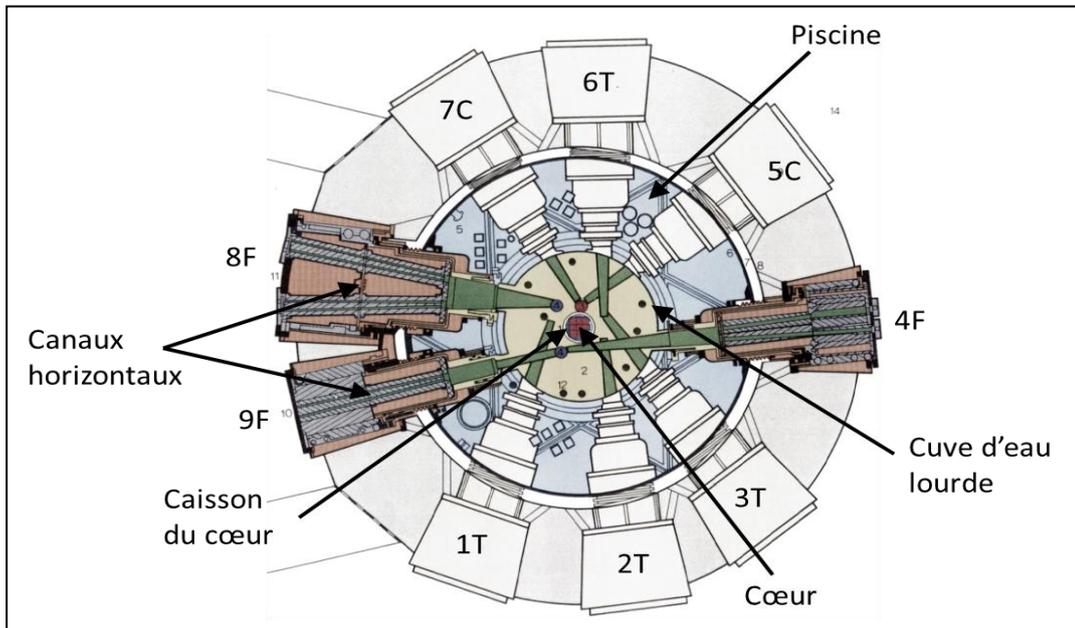


Figure 1 : Vue de dessus du réacteur

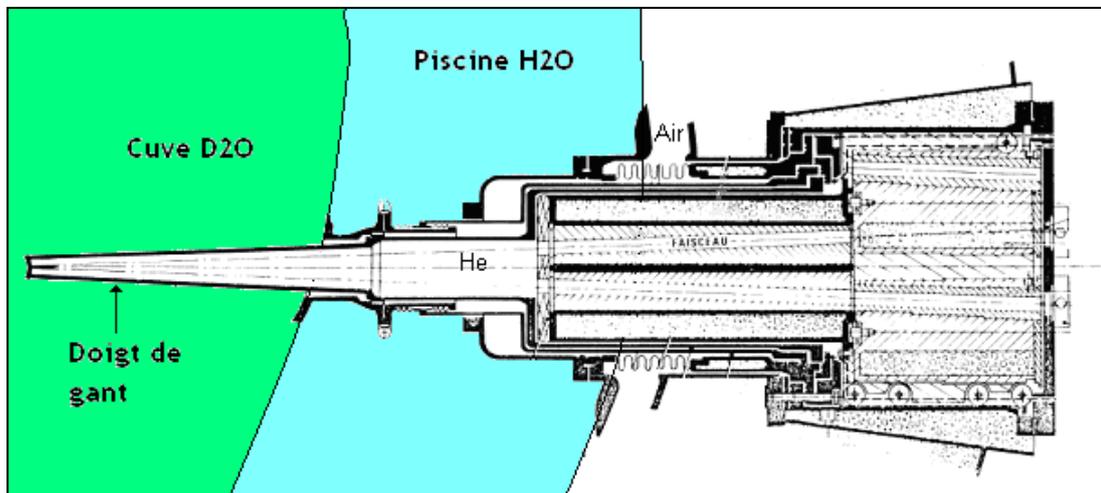


Figure 2 : Coupe schématique d'un canal expérimental horizontal