

## **Synthèse du rapport de l'IRSN sur le deuxième réexamen de sûreté du réacteur de recherche ORPHEE**

Le Commissariat à l'Energie Atomique et aux énergies alternatives (CEA), exploitant du réacteur de recherche ORPHEE (voir présentation en annexe), a transmis en 2009 à l'Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN) un dossier présentant les contrôles et études réalisés dans le cadre du deuxième réexamen de sûreté de l'installation ORPHEE (Installation Nucléaire de Base n°101). Le réexamen s'appuie également sur une analyse du retour d'expérience français et international. Ce dossier a été examiné par l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) qui a présenté ses conclusions devant le Groupe Permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) lors de la réunion qui s'est tenue le 9 septembre 2010.

Compte tenu des engagements pris par l'exploitant et sous réserve de la prise en compte d'un certain nombre de remarques, l'IRSN est favorable à la poursuite de l'exploitation du réacteur ORPHEE. Les différents points examinés par l'IRSN sont présentés ci-après.

### **Robustesse de l'installation aux agressions externes**

L'IRSN a examiné la réévaluation, produite par l'exploitant, des risques de chute d'avion, d'inondation, d'explosion et d'incendie externes, d'agression par la foudre et d'agression résultant de conditions climatiques extrêmes.

Pour ce qui concerne la probabilité de chute d'un avion sur les bâtiments de l'INB, l'IRSN considère que l'évaluation réalisée est satisfaisante. Ceci permet de confirmer que seule la chute d'un avion issu de l'aviation générale est à considérer pour vérifier le comportement de l'enceinte du bâtiment du réacteur. L'IRSN considère de plus que, pour ce type d'agression, l'exploitant a correctement évalué les conséquences sur l'enceinte du bâtiment réacteur, qui conservera sa stabilité.

Concernant les risques liés à une inondation externe, l'IRSN observe que la conception du bâtiment réacteur lui permet de se prémunir contre une infiltration d'eau dans le bâtiment par remontée d'eau souterraine. Par ailleurs, les dispositions mises en place par l'exploitant pour évacuer l'eau de pluie et les protections contre les entrées d'eau sont globalement satisfaisantes. Des débordements d'eau des réseaux d'évacuation étant toutefois prévisibles, l'exploitant a prévu d'en analyser le cheminement. En tout état de cause, l'IRSN estime, compte tenu des caractéristiques du réacteur, permettant de mettre le réacteur en état sûr et de maintenir le refroidissement du cœur sans besoin d'alimenter en électricité l'installation, qu'une inondation externe ne remettrait pas en cause la sûreté de l'installation.

L'IRSN a estimé que la pression sur les bâtiments de l'INB générée par une explosion de matière dangereuse sur les voies de communication entourant le site de Saclay a été correctement évaluée. De même, la démonstration du bon comportement du bâtiment réacteur sous ce chargement a été estimée satisfaisante. Cependant, l'IRSN a identifié le risque de perdre les moyens de surveillance du réacteur dans le cas où une explosion aggraverait concomitamment le bâtiment électrique, abritant la salle de commande, et le poste de repli, situé à plusieurs centaines de mètres de l'installation. Ce point doit faire l'objet d'une analyse de la part de l'exploitant.

Pour ce qui concerne les risques d'agression par la foudre et par un incendie externe, l'analyse présentée par l'exploitant a été jugée globalement satisfaisante. Enfin, l'IRSN estime que des conditions climatiques extrêmes ne présentent pas de risques particuliers pour le réacteur ORPHEE compte tenu de ses caractéristiques.

### **Processus organisationnels**

L'analyse de l'IRSN sur ce sujet, se fondant notamment sur l'observation d'une activité d'exploitation, a montré que les dispositions organisationnelles mises en place par l'exploitant sont globalement satisfaisantes. Il lui reste toutefois à réaliser un travail important de formalisation des documents opérationnels utilisés pour la gestion des situations dégradées.

### **Radioprotection**

Il ressort de l'analyse réalisée par l'IRSN que les opérations à risque radiologique sont bien maîtrisées et que les doses reçues par le personnel d'exploitation de l'INB et les expérimentateurs sont peu élevées. Par ailleurs, les dispositions mises en œuvre à la suite d'incidents d'irradiation d'expérimentateurs survenus il y a une dizaine d'années apparaissent efficaces.

### **Gestion des déchets et des effluents**

L'IRSN estime que les dispositions mises en œuvre par l'exploitant pour la gestion de ses déchets et de ses effluents sont conformes aux prescriptions réglementaires applicables et n'appellent pas de remarques particulières.

L'examen des bilans des rejets d'effluents liquides et gazeux par l'installation montre que les rejets restent faibles et toujours inférieurs, à minima d'un facteur 2, aux limites maximales annuelles fixées par l'ASN.

## Sûreté du fonctionnement du réacteur

La sûreté du fonctionnement du réacteur repose sur la maîtrise des fonctions suivantes :

- la réactivité du cœur : le nombre de fissions doit rester stable, ce qui implique de contrôler le nombre de neutrons pouvant provoquer des fissions ;
- le refroidissement du cœur : l'évacuation de la chaleur produite par les réactions de fission dans le combustible doit être assurée pour ne pas risquer de détériorer les éléments combustibles.

La maîtrise de la réactivité du cœur repose sur les barres de pilotage du réacteur et les barres de sécurité qui s'insèrent dans le cœur pour « capturer » des neutrons. La chute des barres de sécurité permet d'arrêter le réacteur de façon automatique lorsque certains paramètres surveillés (puissance, température, etc.) dépassent des seuils prédéfinis.

L'évacuation de la puissance du cœur est réalisée, lorsque le réacteur fonctionne en puissance, par une circulation d'eau entraînée par des pompes (circulation forcée de l'eau). Lorsque le réacteur est arrêté, la puissance décroît rapidement jusqu'à atteindre une valeur qui peut être évacuée sans circulation forcée d'eau. A ce moment, la circulation forcée peut être arrêtée (arrêt des pompes) et les clapets de convection naturelle (voir schéma en annexe), qui mettent en communication l'eau de la piscine et le cœur, s'ouvrent de façon passive.

Ainsi, pour maîtriser la réactivité et le refroidissement du cœur, l'installation dispose d'équipements et de systèmes spécifiques tels que les barres de sécurité qui s'insèrent dans le cœur pour « capturer » des neutrons ou les pompes et les clapets de convection naturelle qui garantissent la circulation d'eau dans le cœur et les échangeurs qui permettent de refroidir l'eau renvoyée dans le cœur.

Concernant ces équipements et systèmes, l'IRSN a examiné les contrôles réalisés par l'exploitant afin de vérifier qu'ils sont toujours dans un état satisfaisant. A cet égard, les équipements participants au refroidissement du cœur, les alimentations électriques, les équipements du contrôle-commande et les parois de la piscine du réacteur ont fait l'objet d'un examen. L'IRSN considère que les résultats de ces contrôles sont globalement satisfaisants et permettent d'avoir une bonne appréciation de l'état de l'installation. Des contrôles supplémentaires des soudures de la piscine ont cependant été jugés nécessaires par l'IRSN. L'IRSN a également examiné la réévaluation du comportement sous séisme des équipements permettant d'assurer le refroidissement du cœur et de confiner l'eau de la piscine. Cet examen a permis de conclure au bon comportement de ces équipements.

Comme rappelé précédemment, la réactivité est un paramètre clé de la sûreté du réacteur. Si ce paramètre n'est pas maîtrisé, l'augmentation rapide et incontrôlée des réactions de fissions peut conduire à faire fondre la gaine en aluminium des éléments combustible (point de fusion à 660°C) voir le combustible lui-même. Un accident de réactivité peut résulter du retrait d'un élément

absorbeur de neutrons (barre de pilotage) ou de l'insertion d'un élément de nature à augmenter la production de neutrons (introduction d'eau lourde dans les canaux expérimentaux qui entourent le cœur).

Le réacteur a été conçu pour qu'un accident de type « BORAX » ne dégrade pas l'étanchéité de la piscine, permettant ainsi de maintenir le cœur fondu sous eau afin de limiter les conséquences de l'accident (protection biologique). Cet accident, spécifique aux réacteurs ayant un combustible dont le point de fusion est faible, est initié par une insertion rapide réactivité et se caractérise par une fusion très rapide du combustible (la totalité du cœur pour ORPHEE) qui provoque une explosion de vapeur, due à la vaporisation brutale de l'eau au contact des éléments combustibles fondus.

A la conception, le maintien de l'étanchéité de la piscine, assurée par ses parois et par les tapes arrières des canaux (voir la présentation du réacteur en annexe), en cas d'accident de type « BORAX » a été vérifiée par calcul et par des essais sur maquette. La surpression à appliquer sur les parois, lors de ces essais, était évaluée par conversion de l'énergie thermique (énergie mise en jeu pour atteindre la fusion complète du cœur) en énergie mécanique (détente d'une bulle de vapeur).

Les codes de calcul ayant évolué, ainsi que la démarche d'analyse de la sûreté des réacteurs, cet accident a fait l'objet d'une réévaluation globale de la part de l'exploitant.

Dans ce cadre, l'IRSN a examiné, d'une part la réévaluation de la pression générée sur les parois de la piscine faite par calcul, d'autre part l'analyse de l'exploitant visant à démontrer que l'hypothèse d'un cœur totalement fondu est très pénalisante.

Il ressort de l'analyse de l'IRSN que, en l'état des connaissances, il est difficile de statuer sur la valeur de la surpression générée sur les parois de la piscine par l'interaction entre la totalité du cœur fondu et l'eau. De même, l'IRSN estime que l'évaluation de la fraction de cœur fondu en fonction des différents scénarios d'insertion brutale de réactivité est entachée de fortes incertitudes, notamment à cause des limites d'utilisation des codes de calcul.

L'exploitant a donc proposé de démontrer que les insertions accidentelles de réactivité redoutées ne peuvent conduire qu'à des valeurs d'énergie déposée dans le cœur significativement inférieures à la valeur considérée à la conception. Dans ces conditions, le cœur ne sera que partiellement fondu, ce qui limitera l'ampleur de l'explosion de vapeur. En parallèle, l'exploitant a prévu de renforcer les dispositions mises en œuvre pour limiter l'amplitude des insertions accidentelles de réactivité dans le cœur. A cet égard, l'exploitant proposera un nouveau calendrier de remplacement des dispositifs expérimentaux pour éviter la rupture simultanée de ces dispositifs. Cet événement correspond à l'un des scénarios redoutés d'insertion accidentelle de réactivité dans le cœur.

L'IRSN considère que la démarche globale de l'exploitant est satisfaisante. L'IRSN estime cependant nécessaire que l'exploitant précise les dispositions mises en œuvre pour contrôler les protections

permettant de limiter la vitesse maximale de remontée accidentelle des barres de pilotage ; en effet, l'ampleur de l'augmentation de réactivité est fonction notamment de cette vitesse.

### **Sûreté des manutentions**

Pour ce qui concerne les moyens de manutention, l'IRSN a expertisé les contrôles réalisés sur le pont polaire du bâtiment du réacteur et la démonstration de sa stabilité en fonctionnement normal et en cas de séisme. L'IRSN a également observé une opération de déchargement du cœur et a examiné l'analyse des facteurs humains et organisationnels réalisée par l'exploitant pour chaque opération de manutention sensible.

Il ressort des actions menées par l'IRSN que les dispositions de conception, de fabrication et de surveillance en service du pont, ainsi que les dispositions organisationnelles définies pour les manutentions, sont globalement satisfaisantes. Toutefois, ces dispositions ne permettent pas de considérer qu'une chute de charge, et par voie de conséquence un potentiel accident de criticité, puisse être considéré comme une situation exclue. A cet égard, l'IRSN considère que l'exploitant devrait définir des moyens permettant d'arrêter et de mitiger un accident de criticité qui serait provoqué par une éventuelle chute de charge sur le combustible entreposé sous eau.

### **Sûreté des entreposages de matières nucléaires**

L'IRSN a analysé la réévaluation du risque de criticité lié aux entreposages de matières nucléaires dans l'installation en situations normale et accidentelle d'exploitation.

Il ressort de cette évaluation que la prévention du risque de criticité dans les entreposages des éléments combustibles est globalement satisfaisante. Cependant, l'IRSN considère que la fixation des paniers d'entreposage du combustible sous eau devrait faire l'objet de contrôles pour éviter leur rapprochement en cas de séisme, qui conduirait à une augmentation de la réactivité.

### **Agressions internes**

L'IRSN a examiné la réévaluation par l'exploitant du risque d'incendie et du risque d'explosion.

L'IRSN a estimé que les dispositions générales de protection contre l'incendie sont globalement satisfaisantes. L'absence de détection d'incendie dans certains locaux devrait néanmoins faire l'objet d'une justification complémentaire et les dispositions de sectorisation des locaux devraient être clarifiées. En outre, l'exploitant devra apporter quelques compléments d'analyse concernant la gestion du confinement de l'enceinte du bâtiment réacteur et le maintien de la surveillance des paramètres importants pour la sûreté, en cas d'incendie.

L'IRSN estime que les dispositions mises en œuvre pour prévenir et limiter les conséquences d'une explosion dans l'installation sont globalement satisfaisantes.

### **Troisième barrière de confinement**

La troisième barrière de confinement est la dernière barrière entre les produits de fission qui seraient relâchés au cours d'un accident et l'environnement. Elle est composée de l'enceinte du bâtiment du réacteur qui doit être étanche (confinement statique) et de son système de ventilation, permettant de maintenir l'enceinte en dépression par rapport à l'extérieur (confinement dynamique). Pour ce qui concerne l'eau tritiée contenue dans le bâtiment de traitement de l'eau lourde, la troisième barrière de confinement est constituée par ce bâtiment.

L'IRSN a expertisé les contrôles réalisés sur les constituants de la troisième barrière ainsi que la réévaluation de leur comportement en cas d'agressions externes. A cet égard, l'IRSN a estimé que les éléments présentés répondent, dans l'ensemble, de manière satisfaisante à ses attentes.

Par ailleurs, l'exploitant a demandé à supprimer les pièges à iodes installés sur la ventilation normale du bâtiment réacteur ainsi qu'à modifier les conditions de réalisation de la mesure périodique du taux de fuite de l'enceinte de ce bâtiment (mesure réalisée en mettant l'enceinte en surpression).

La demande de suppression des pièges à iodes a été considérée comme acceptable, sous réserve de mettre en œuvre des dispositions garantissant le passage en confinement statique de l'enceinte en cas de détection d'activité anormale à la cheminée.

La demande de modification des conditions de réalisation de la mesure périodique du taux de fuite de l'enceinte porte sur la périodicité du test et sur un abaissement de la valeur de surpression lors de la mesure. L'IRSN considère que les justifications concernant la valeur de surpression proposée doivent être consolidées. Il apparaît néanmoins que la valeur actuelle est probablement assez largement « surdimensionnée ».

L'IRSN considère par ailleurs que l'exploitant devrait évaluer les conséquences radiologiques d'un relâchement dans l'environnement de la totalité de l'eau lourde contenue dans le bâtiment de traitement de l'eau lourde en cas de chute d'avion sur ce dernier.

### **Conséquences radiologiques des situations incidentelles et accidentelles**

L'IRSN a examiné les hypothèses présentées par l'exploitant pour évaluer les conséquences sur les populations d'un accident BORAX, de fusion partielle du cœur sous eau, de rupture de gaine d'un

élément combustible, de fusion à l'air d'un élément combustible et de rejet dans l'environnement du tritium gazeux contenu dans le bâtiment de traitement de l'eau lourde.

De l'examen mené, il ressort que les calculs réalisés par l'exploitant pour évaluer les conséquences radiologiques dans l'environnement sont globalement satisfaisants. Il subsiste toutefois des points de divergence sur certaines valeurs de coefficients de transfert de l'eau de la piscine vers l'air de l'enceinte du bâtiment réacteur, dans le cas d'un accident de type « BORAX ». Cette problématique est d'ailleurs commune à l'ensemble des réacteurs d'expérimentation susceptibles d'être le siège d'un accident de type « BORAX ».

### **Conclusion**

Compte tenu des engagements pris par l'exploitant et sous réserve des réponses qui seront apportées aux points soulevés par les membres du Groupe permanent, l'IRSN est favorable à la poursuite de l'exploitation du réacteur ORPHEE.

## Annexe

### Présentation du réacteur ORPHEE

#### **Qui exploite le réacteur ORPHEE ?**

Le réacteur ORPHEE est exploité par le Commissariat à l'Énergie Atomique et aux énergies alternatives (CEA). Il est implanté sur le site de Saclay (91).

#### **A quoi sert le réacteur ORPHEE ?**

Le réacteur est essentiellement destiné à la production de faisceaux de neutrons de haut flux pour l'étude de la matière condensée. Il sert également à la fabrication de radioéléments artificiels à usage médical et de produits d'application industrielle, ainsi qu'à l'analyse par activation d'échantillons.

#### **Comment fonctionne le réacteur ORPHEE ?**

Le réacteur ORPHEE (voir figure ci-dessous) est un réacteur de type piscine. Son cœur, refroidi à l'eau légère, est placé au centre d'une cuve d'eau lourde. Celle-ci permet de ralentir les neutrons issus des fissions pour qu'ils puissent provoquer de nouvelles fissions (réaction en chaîne). Le cœur et la cuve d'eau lourde sont immergés dans une piscine remplie d'eau légère déminéralisée. Le tout est situé dans l'enceinte du bâtiment réacteur. La puissance maximale du réacteur ORPHEE est de 14 MW.

Des canaux horizontaux permettent de guider les neutrons produits dans le cœur du réacteur vers les postes des expérimentateurs. Des dispositifs insérés dans la cuve (2 sources froides et une source chaude) permettent d'obtenir des neutrons d'énergie différente.



