



DIRECTION DES CENTRALES NUCLEAIRES

Paris, le 18 juillet 2017

**Réf. : CODEP-DCN-2017-001251****Monsieur le Directeur du projet FLA3  
EDF - CNEN  
97 avenue Pierre BROSSOLETTE  
92542 Montrouge****Objet :** Réacteurs électronucléaires – EDF – Réacteur EPR de Flamanville 3  
Sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible dans le bâtiment combustible

Monsieur le Directeur,

L'exploitation d'un réacteur électronucléaire nécessite l'entreposage et la manipulation d'assemblages de combustible pour les besoins de l'exploitation. Cela impose qu'il soit pourvu d'une capacité suffisante d'entreposage d'assemblages de combustibles neufs et irradiés, tant pour assurer le remplacement périodique des assemblages usés par des assemblages neufs que pour assurer la réalisation des interventions de maintenance nécessitant le déchargement de l'ensemble des assemblages présents dans la cuve du réacteur.

L'entreposage et la manutention du combustible irradié se font obligatoirement sous eau dans des piscines prévues à cet effet dans le bâtiment réacteur (BR) et le bâtiment combustible (BK). L'évacuation de ce combustible est organisée, dans des emballages prévus à cet effet, une fois que la période de décroissance de son activité et de sa puissance est jugée suffisante.

Les éléments de démonstration de sûreté de l'installation, dont l'entreposage et la manutention du combustible, ont été transmis par EDF, conformément à l'article 20 du décret [1], en pièces jointes du courrier de demande d'autorisation de mise en service (DMES) de Flamanville 3 [2].

Le groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) s'est réuni les 30 et 31 mars 2016 à la demande de l'ASN (cf. lettre en référence [3]) afin de se prononcer sur la sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible du réacteur EPR de Flamanville 3.

Le GPR a plus particulièrement examiné, sur la base d'un rapport d'expertise préparé par l'IRSN, les dispositions que vous avez mises en place ou prévues, pour améliorer :

- la démonstration de sûreté nucléaire de l'entreposage et de la manutention de combustible ;
- la cohérence de la conception et du dimensionnement de l'installation par rapport à cette démonstration ;
- la conformité de la réalisation de l'installation par rapport à ces exigences de conception et de dimensionnement.

Le GPR a rendu son avis en référence [4] à l'issue de la réunion des 30 et 31 mars 2016.

\*

## Position de l'ASN

L'ASN considère que la conception des installations d'entreposage et de manutention du combustible du réacteur EPR de Flamanville 3 présente des améliorations notables par rapport aux installations des réacteurs actuellement en exploitation pour ce qui concerne la prévention et la maîtrise d'un accident de vidange de la piscine d'entreposage du combustible<sup>1</sup>. Cet accident peut résulter d'une agression, d'une défaillance interne ou d'une erreur humaine. À ce titre, des choix de conception tels que le radier commun aux bâtiments réacteur et combustible ou l'extension de la coque avion au bâtiment combustible constituent des améliorations de sûreté appréciables.

Du fait que le bâtiment combustible ne dispose pas d'une enceinte de confinement à l'instar de celui du bâtiment réacteur, les dispositions de conception et d'exploitation doivent permettre de justifier que le risque de fusion du combustible dans le bâtiment combustible (BK) est « pratiquement éliminé », c'est-à-dire rendu physiquement impossible ou bien extrêmement improbable avec un haut degré de confiance<sup>2</sup>.

Les situations pouvant affecter la sûreté du combustible dans le BK sont :

- les pertes de refroidissement de l'eau de la piscine ;
- la baisse du niveau d'eau dans la piscine, également appelée « perte d'inventaire en eau » ;
- les accidents de criticité ;
- les accidents ou erreurs de manutention.

L'ASN considère que les points ci-après doivent faire l'objet de précisions complémentaires de votre part.

- ***Études de perte de refroidissement du combustible***

L'ASN juge satisfaisantes les études que vous avez réalisées pour déterminer les exigences de conception des systèmes et des équipements permettant de prévenir et de maîtriser les défauts de refroidissement du combustible et qui sont retenues comme conditions de fonctionnement de référence avec un événement initiateur unique (PCC<sup>3</sup>).

---

<sup>1</sup> Par la suite, cette piscine est également désignée « piscine de désactivation » car elle permet la décroissance de la puissance résiduelle du combustible avant son évacuation vers une autre installation d'entreposage.

<sup>2</sup> La notion d'élimination pratique fait référence à celle de l'article 3.9 de l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

<sup>3</sup> PCC : Plant Condition Category. Il s'agit d'une catégorie de condition de fonctionnement avec simple défaillance. Les études de ces situations dans la démonstration de sûreté sont menées avec des méthodes conservatives, présentant des marges importantes.

Pour compléter ces études, vous avez considéré la possibilité d'une perte prolongée de l'ensemble des trains de refroidissement du système de refroidissement des piscines, dit système « PTR », conduisant à une ébullition de l'eau dans la piscine du BK, au titre des conditions RRC-A<sup>4</sup> et avez adopté des dispositions et une conduite permettant d'évacuer transitoirement la puissance résiduelle du combustible entreposé. Ces études sont développées jusqu'à l'atteinte d'un état de la piscine pour lequel l'évacuation de la chaleur résiduelle des assemblages de combustible usé nécessite un appoint en eau. L'ASN juge cet état comme non acceptable et considère nécessaire de définir un état correspondant à la fin d'un scénario accidentel RRC-A stable et propre à la reprise du refroidissement. L'ASN demande également que soit démontrée la possibilité de redémarrer à terme un train du système PTR pour assurer un refroidissement durable. **Ces points font l'objet des demandes A.1 et A.2 en annexe 1 du présent courrier.**

- ***Risque de vidange de la piscine de désactivation***

Vous avez retenu des dispositions de conception visant à éviter une perte d'inventaire en eau, qui mènerait à un découverture du combustible ou à l'ébullition de l'eau, et réalisé des études de ces ruptures au titre des conditions de fonctionnement PCC sur les tuyauteries connectées aux piscines du BK et du BR.

Sur certains tronçons de tuyauteries non isolables, vous avez valorisé un référentiel de conception et de construction interne permettant, selon vous, d'exclure le risque de rupture<sup>5</sup>, notamment :

- en amont des deux premiers organes d'isolement d'une ligne d'aspiration d'un train de refroidissement du système PTR ;
- en amont des deux premiers organes d'isolement d'une ligne de purification et de vidange des compartiments de transfert, des internes de la cuve et de la cuve de la piscine du BR ;
- en amont des deux premiers organes d'isolement d'une ligne de purification et de vidange des compartiments de transfert ou de chargement de la piscine du BK ;
- sur le tube de transfert entre le BK et le BR.

L'ASN considère que les exigences de ce référentiel ne sont pas suffisantes pour exclure l'occurrence d'une rupture sur les tronçons concernés. L'ASN considère donc que la rupture des trois premiers types de tronçons doit également faire l'objet d'études de sûreté au titre des PCC. Des dispositions permettant d'en limiter les conséquences, et de rétablir le refroidissement de la piscine le cas échéant, doivent être définies en tant que de besoin. **Ce point fait l'objet des demandes B.1.1 à B.1.3 en annexe 1 du présent courrier.**

Dans le cas du tube de transfert, l'ASN considère nécessaire un renforcement de votre programme d'inspections en service et l'étude de scénarios de brèches au titre des RRC-A. **Ce point fait l'objet des demandes B.2.1 et B.2.2 en annexe 1 du présent courrier.**

---

<sup>4</sup> RRC-A : Risk Reduction Category. Il s'agit d'une catégorie de condition de fonctionnement avec défaillances multiples. Dans la démonstration de sûreté, des études RRC-A sont réalisées en complément des études PCC et prennent en compte des défaillances multiples, dans une démarche de réduction du risque. Ces études concernent les événements d'origine interne affectant le réacteur ou le combustible dans la piscine de désactivation ainsi que les transitoires de perte de longue durée des alimentations électriques externes et de perte de longue durée de la source froide.

<sup>5</sup> Dans le présent courrier, et plus particulièrement au chapitre B, le terme de « rupture » qualifie de manière générique une fuite ou une brèche. Il reviendra à l'exploitant de justifier le débit de la rupture étudiée.

- ***Risque de fusion du combustible***

Le risque de fusion du combustible dans le BK est apprécié au travers d'études probabilistes. L'ASN note votre engagement de mettre à jour, à l'échéance du dossier de fin de démarrage (DFD), les évaluations probabilistes de découverture des assemblages de combustible entreposés ou manutentionnés dans le BK. L'étude des séquences accidentelles pouvant conduire à une perte importante de l'inventaire en eau, telle que présentée par vos services, est satisfaisante. Toutefois, l'ASN note que certaines relations de non-indépendance entre événements simulés, certains risques de défaillance de mode commun de matériels et les dernières évolutions de conception du réacteur EPR de Flamanville 3 n'ont pas été pris en compte dans ces études. L'ASN vous demande par ailleurs d'évaluer la probabilité de découverture de combustible à la suite d'une ou plusieurs erreurs humaines, avant la mise en service du réacteur. **Ce point fait l'objet de la demande B.3 en annexe 1 du présent courrier.**

- ***Agressions internes***

Au titre des agressions internes, l'ASN a examiné les risques d'inondation interne et de chute de charge. Concernant le risque d'inondation interne, l'ASN juge globalement satisfaisantes les études transmises.

En revanche, concernant le risque de chute d'élément(s) manutentionné(s), l'ASN juge que les éléments que vous avez apportés sont insuffisants. L'ASN estime notamment que l'exclusion des scénarios de chute d'une charge manutentionnée par le pont auxiliaire du BK, classé « Haute Sécurité niveau 1 » par EDF, n'est pas justifiée. Ainsi, l'ASN estime que les conséquences de la chute d'une charge manutentionnée depuis le pont auxiliaire doivent être étudiées au titre de la démonstration de sûreté. À ce titre, vous évalueriez le risque pour le combustible irradié entreposé dans les râteliers d'entreposage dans des scénarios de chute de charges manutentionnées à l'aide du pont auxiliaire au-dessus du râtelier, y compris la chute du batardeau servant à isoler deux compartiments adjacents de la piscine du BK. **Ce point fait l'objet de la demande C en annexe 1 du présent courrier.**

- ***Conception des systèmes et prévention des conditions de fonctionnement anormales***

La radiolyse de l'eau de la piscine d'entreposage du combustible irradié par le combustible utilisé induit un dégagement d'hydrogène. Cet hydrogène est susceptible de s'accumuler dans le local en cas d'arrêt de la ventilation.

Sur la base de vos évaluations de la concentration maximale d'hydrogène accumulé dans le BK en cas d'arrêt des systèmes de ventilation, vous avez conclu à l'absence de risque d'inflammation ou d'explosion. L'ASN considère que les hypothèses et choix de modélisation retenus pour cette évaluation doivent être justifiés. **Ceci fait l'objet de la demande D de l'ASN, en annexe 1 du présent courrier.**

- ***Dispositions « noyau dur »***

À la suite de l'accident survenu à la centrale japonaise de Fukushima-Daiichi en 2011, des dispositions « noyau dur » ont été retenues, notamment pour faire face aux agressions externes extrêmes.

Des dispositions « noyau dur » permettant de réaliser un appoint d'eau de façon gravitaire depuis un bassin de forte capacité (SEA) implanté en partie haute du site sont prévues en cas de situation extrême affectant le BK. La mise en œuvre de ce moyen d'appoint en eau dans les situations « noyau dur » présente des difficultés opératoires. L'ASN considère que leur mise au point et la démonstration de leur pérennité nécessitent une mise en œuvre régulière de ces dispositions dans des conditions représentatives de leur usage. **Ce point fait l'objet de la demande E annexe 1 du présent courrier.**

- **Qualification des outils de calcul**

Vous avez étudié le risque de criticité à la suite de la chute d'un assemblage de combustible lors d'opérations de récupération des pastilles d'UO<sub>2</sub> dispersées, avec l'appui d'outils de calcul. L'ASN constate que les pénalités retenues au titre de la qualification de ces outils de calcul ne sont pas justifiées. **Ce point fait l'objet de la demande F en annexe 1 du présent courrier.**

Les échéances de transmission des réponses figurent en annexe 1 du présent courrier. J'attire votre attention sur le fait que les réponses à certaines demandes constituent des préalables à la mise en service du réacteur et requièrent donc l'obtention de réponses de votre part dans des délais compatibles avec leur instruction. Pour ces demandes, l'ASN entend recevoir votre réponse au plus tard le 15 décembre 2017.

Pour les demandes à échéance DFD, l'ASN entend recevoir votre réponse au plus tard lors du dépôt de dossier de fin de démarrage de Flamanville 3.

\*

### **Engagements de l'exploitant**

Certains points soulevés au cours de l'instruction ont fait l'objet de courriers de « positions et actions » de votre part. Vous avez confirmé ces engagements par lettres en référence [6] et [7].

L'ASN vous demande de veiller au respect de ces engagements dans les délais prévus car leurs résultats sont nécessaires pour statuer sur votre demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville 3. L'ASN considère notamment que les engagements de mise à jour du dossier de demande de mise en service que vous avez pris au travers des courriers [6] et [7] sont nécessaires à la complétude et au respect de la démonstration de sûreté, telle que demandée au titre III de l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

L'ASN vous demande de présenter trimestriellement, lors des réunions de revue de projet, un bilan exhaustif de leur réalisation. L'ASN vous demande d'y intégrer la prise en compte des demandes de l'ASN portées par le présent courrier et son annexe 1. Vous veillerez, préalablement à chacune de ces réunions de suivi, à transmettre à l'ASN un récapitulatif écrit de l'avancement des études et actions entreprises en conséquence, *a minima* une semaine avant cette réunion.

Je vous prie d'agréer, Monsieur le Directeur, l'expression de ma considération distinguée.

**Le directeur général adjoint**

**Signée par : Julien COLLET**

## Demandes de l'ASN

### **A. Études de perte de refroidissement du combustible**

#### ***A.1. Capacité de démarrage du train de refroidissement PTR n° 2 en cas d'ébullition***

Conformément au décret d'autorisation de création (DAC) [8], vous avez réalisé une étude, en référence [9], pour démontrer la capacité du train PTR n° 2 à démarrer en situation d'ébullition de la piscine de désactivation du BK.

Cette étude a montré la nécessité de modifier la conception initiale de ce système afin de refroidir localement les crosses d'aspiration du train PTR n° 2 avec de l'eau provenant du système de protection contre l'incendie JAC/JPI et de modifier la conduite accidentelle en situation de perte de refroidissement de la piscine.

L'ASN considère que cette modification matérielle et les dispositions de conduite associées sont favorables à la reprise du refroidissement de la piscine en situation d'ébullition. En effet, l'injection d'eau froide par le système JAC/JPI permet d'abaisser la température après mélange dans la crosse d'aspiration. De plus, la hausse du niveau d'eau de la piscine (de 19 m à 19,5 m) et la baisse du débit de reprise de l'aspiration du système PTR permettent d'augmenter la pression dynamique dans la crosse d'aspiration et contribuent donc à accroître la température de saturation. Le cumul de ces modifications est bénéfique dans la mesure où il permet d'augmenter la marge à la saturation dans la crosse d'aspiration, ce qui réduit les risques liés au mauvais redémarrage du refroidissement par le train PTR n° 2.

Les simulations en support de la démonstration, en référence [10] et [11], ont été réalisées sur la base d'une modélisation monophasique et d'hypothèses très simplifiées, notamment la non prise en compte des phénomènes tels que la surchauffe et l'ébullition dans les alvéoles d'entreposage. Ceci peut remettre en cause le caractère « enveloppe » des températures maximales évaluées par EDF à l'aspiration du PTR.

Compte-tenu de l'enjeu et des incertitudes liés à la modélisation du phénomène d'ébullition en piscine de désactivation, l'ASN considère que la démonstration du caractère « enveloppe » des températures à l'aspiration PTR et de l'absence de vapeur à l'aspiration n'est pas apportée à ce jour en cas d'agencement défavorable d'assemblages de forte puissance résiduelle en râtelier d'entreposage dans la piscine. L'absence de risque de désamorçage de la pompe PTR par aspiration de vapeur d'eau ou d'eau proche de la saturation lors de la reprise du refroidissement n'est donc pas démontrée.

**Demande A.1** : L'ASN vous demande de justifier, sur la base d'une méthode éprouvée, au plus tard à l'échéance DFD, la capacité du train PTR n° 2 à démarrer et fonctionner en situation d'ébullition de l'eau de la piscine de désactivation.

Dans l'attente de cette justification, l'ASN vous demande de proposer des dispositions compensatoires sur la base d'hypothèses suffisamment conservatives permettant d'éviter le risque d'échec du démarrage du train n° 2 du PTR. Une de ces dispositions pourrait prévoir un agencement particulier de l'entreposage des assemblages de forte puissance résiduelle en râtelier. Les dispositions compensatoires retenues devront faire l'objet de spécifications dans les règles générales d'exploitation (RGE), que vous avez prévu de réviser au plus tard le 15 juin 2018.

## ***A.2. État final d'étude des scénarios RRC-A***

L'objectif des études RRC-A présentées par EDF est d'identifier des dispositions particulières de conception (dispositions RRC-A<sup>6</sup>) permettant une réduction du risque de fusion du combustible à un niveau jugé acceptable. Vous évaluez l'efficacité d'une disposition RRC-A à partir de l'étude de la condition de fonctionnement RRC-A<sup>7</sup> considérée comme la plus pénalisante. Les études RRC-A sont réalisées jusqu'à l'atteinte d'un état dit « final ».

Pour les accidents de type RRC-A concernant la piscine de désactivation, vous définissez « l'état final », au chapitre 3 du RDS de Flamanville 3 [5], comme « *un état caractérisé par un niveau d'eau dans la piscine de désactivation garantissant le non-découvrement des assemblages [de] combustible entreposés et permettant l'évacuation de leur puissance résiduelle* ». Dans cet état, l'évacuation de la puissance résiduelle du combustible entreposé en piscine est assurée par la vaporisation de l'eau de la piscine et par son évacuation dans l'environnement.

L'ASN considère que cet état final n'est pas acceptable car il ne permet pas l'arrêt des rejets radioactifs dans l'environnement et un refroidissement du combustible indépendant d'un appoint d'eau à la piscine.

Afin de répondre à l'exigence du DAC en référence [8], portant sur la capacité du système PTR à démarrer et à fonctionner en situation d'ébullition de la piscine de désactivation, l'ASN considère que l'état correspondant à la fin d'étude d'un transitoire RRC-A affectant la piscine de désactivation du combustible doit permettre une évacuation durable de la puissance résiduelle par au moins un train de refroidissement. Dans cet état, l'abaissement de la température de l'eau de la piscine en dessous de son point d'ébullition permettra également d'arrêter les rejets de vapeur contaminée dans l'environnement.

**Demande A.2** : L'ASN vous demande de définir un état correspondant à la fin d'étude des scénarios accidentels RRC-A affectant la piscine de désactivation du combustible permettant une évacuation durable de la puissance résiduelle du combustible par au moins un train de refroidissement PTR. L'ASN attend ces éléments pour le 15 décembre 2017 ainsi qu'un échéancier de mise à jour des études RRC-A correspondantes.

## **B. Risque de vidange de la piscine de désactivation**

### ***B.1. Tuyauteries des circuits PTR en exclusion de rupture***

Votre démonstration de sûreté considère des ruptures guillotines des tronçons de tuyauteries isolables de la piscine du BK en cas d'accident, étudiées au titre des conditions de fonctionnement de référence (PCC), et définit les dispositions permettant d'atteindre l'état « d'arrêt sûr », caractérisé par l'évacuation durable de la puissance résiduelle du combustible usé par au moins un train de refroidissement du système PTR et avec une marge significative vis-à-vis de l'ébullition de l'eau de la piscine.

---

<sup>6</sup> Une disposition RRC-A est un système, un dispositif ou une fonction spécifique, mis en œuvre par une action manuelle ou automatique, introduite à la conception afin de traiter des situations accidentelles non couvertes par l'analyse des conditions de fonctionnement de dimensionnement PCC, à savoir les séquences de défaillances multiples pouvant inclure la perte d'une fonction F1 ou la combinaison d'événements indépendants, et nécessaire à la vérification du niveau de sûreté de l'installation, eu égard aux cibles probabilistes de conception.

<sup>7</sup> Une condition de fonctionnement RRC-A est constituée par le scénario (ou les scénarios) dont l'étude thermohydraulique ou neutronique permet de démontrer l'efficacité d'une disposition RRC-A vis-à-vis de la prévention de la fusion du cœur ou du combustible dans la piscine de désactivation ou vis-à-vis de la limitation des rejets dans les cas de bypasses du confinement sans fusion du cœur.

Cependant, sur la base d'un référentiel de conception et de construction interne, vous avez exclu l'occurrence d'une rupture (voir note en bas de page 4) sur certains tronçons non isolables de tuyauteries, en particulier :

- en amont des deux premiers organes d'isolement d'une ligne d'aspiration d'un train de refroidissement du système PTR ;
- en amont des deux premiers organes d'isolement d'une ligne de purification et de vidange des compartiments de transfert, des internes de la cuve et de la cuve de la piscine du BR ;
- en amont des deux premiers organes d'isolement d'une ligne de purification et de vidange des compartiments de transfert ou de chargement de la piscine du BK.

L'ASN rappelle ses attentes relatives à un tel postulat d'exclusion de fuite, formulées en 2014 dans un courrier relatif aux exigences de classement du réacteur EPR de Flamanville 3 [12] : « L'ASN vous demande que les équipements en « exclusion de fuite » bénéficient d'un très haut niveau d'exigences en termes de conception, de fabrication et de suivi en service, à l'instar de ce qui est retenu pour les équipements classés en « exclusion de rupture ». Les dispositions correspondantes devront apparaître dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service de FLA 3. Par ailleurs, par analogie avec ce qui est fait sur les équipements en exclusion de rupture, l'ASN vous demande d'étudier les conséquences sur la sûreté de l'installation des fuites possibles sur les équipements en exclusion de fuite. »

Votre référentiel prévoit que les tuyauteries dites « à exclusion de fuite ou de brèche » aient un haut niveau de qualité à la conception et à la fabrication et fassent l'objet d'une surveillance renforcée lors de l'exploitation.

Pour qualifier le niveau de qualité de conception et de fabrication de ces tuyauteries, vous vous référez aux règles du RCC-M<sup>8</sup> et avez choisi un niveau 2, c'est-à-dire une qualité de type Q2. Dans la lettre en référence [6], vous considérez avoir mis en œuvre un niveau de qualité de réalisation de type « Q2 renforcé limitant les contraintes sur les tuyauteries » et estimez que « le taux de contraintes dans les tuyauteries a été limité et est inférieur au seuil pris en compte dans la doctrine de défaillance des tuyauteries de moyenne énergie pour considérer l'apparition d'une fuite. » Vous précisez également qu'« aucun défaut supérieur à ceux tolérés par la qualité Q1 ne sera présent dans les équipements ». Au regard des conséquences d'une perte d'intégrité d'une piscine et de votre ambition d'exclure toute fuite sur les tuyauteries non isolables précitées, l'ASN regrette que le niveau de qualité de réalisation de ces tuyauteries ne soit fondé que sur des exigences Q2, et ne corresponde pas totalement à l'approche utilisée pour les tuyauteries en exclusion de rupture des circuits primaires et secondaires principaux. Ainsi n'ont notamment pas été pris en compte la qualité des approvisionnements et de leur mise en œuvre ou encore la minimisation des zones à contraintes résiduelles de fabrication.

Certaines tuyauteries en exclusion de fuite ou de brèche ont un tracé long et complexe, alors que votre référentiel requiert un tracé court et simple. Vous précisez que ces tronçons ne représentent qu'une partie des circuits connectés aux piscines et justifiez cet écart au référentiel comme une conséquence du respect d'exigences de sûreté parfois antagonistes. L'ASN note toutefois que cela constitue un écart à votre référentiel.

Les exigences de votre référentiel concernant l'inspection en service prévoient que les tuyauteries soient « accessibles et inspectables. En particulier, des dispositions sont prises pour permettre une inspection volumique des soudures et au voisinage des zones susceptibles de développer des mécanismes de dégradation. Bien que le conservatisme des méthodes et données utilisées en conception permette de justifier l'existence de marges suffisantes pour prévenir une brèche de la tuyauterie, une inspection en service est mise en œuvre. Elle permet de vérifier l'absence de modes de dégradation non prévus,

---

<sup>8</sup> RCC-M : Recueil des règles de conception et de construction des matériels mécaniques des îlots nucléaires REP, édité par l'AFCEN. Il constitue un ensemble de règles techniques appliquées pour la conception et la construction de matériels mécaniques des installations nucléaires et visant à assurer la tenue mécanique des matériels. Le niveau 1 du RCC-M, appelé Q1, correspond au niveau de qualité le plus élevé. Le niveau 2, appelé Q2, correspond à un niveau de qualité inférieure.

*et contribue ainsi à réduire la probabilité d'occurrence de telles défaillances*». Or le programme d'inspection périodique que vous avez proposé sur les tronçons de tuyauteries PTR soumis à ce référentiel ne comporte aucun contrôle volumique des soudures. Seuls des examens visuels ou télévisuels et des ressuyages sont prévus, ces derniers étant appliqués à un nombre très restreint de surfaces soudées.

Au regard du retour d'expérience du parc nucléaire français, malgré les dispositions que vous mettez en avant pour l'exclure (nature et qualité des aciers utilisés, température et spécifications chimiques de l'eau utilisée), une dégradation de ces tuyauteries amorcée par corrosion sous contraintes pourrait conduire à un défaut traversant (que vous excluez théoriquement) dans de nombreuses zones d'exclusion de fuite ou de brèche.

L'ASN constate donc que certaines exigences de votre référentiel n'ont pas été correctement déclinées. L'exclusion d'une défaillance sur les tuyauteries « à exclusion de fuite ou brèche » ne peut être considérée comme acquise, compte tenu des dispositions réellement adoptées en termes de conception, de fabrication et de contrôle en service des tronçons de tuyauteries concernées.

Les directives techniques [15] indiquent que « *[dans la démonstration déterministe de sûreté], les événements initiateurs uniques doivent être « exclus » ou « traités » – c'est-à-dire que leurs conséquences sont examinées de manière déterministe* ». Vous avez traité, au titre de la robustesse de l'installation, dans les notes en référence [13] et [14], les conséquences d'une rupture conventionnelle des tuyauteries listées ci-avant. L'ASN considère cependant que ces études ne sont pas suffisantes. En effet, vous ne considérez habituellement pas les études de robustesse comme faisant pleinement partie de la démonstration de sûreté. Par ailleurs, la démonstration de l'absence de défaillance de ces tronçons en cas d'agression interne n'est pas totalement apportée.

Dans votre courrier en référence [6], vous proposez d'étudier des ruptures conventionnelles sur ces tuyauteries en tant que séquences RRC-A. L'ASN considère qu'une rupture non exclue est un événement initiateur unique qui doit donc être traité dans la démonstration de sûreté selon les règles d'analyse définies pour les conditions de fonctionnement de référence PCC, dans le chapitre du RDS [5] relatif à la maîtrise des transitoires incidentels et accidentels de référence ; tout écart à ces règles doit être dûment justifié.

**Demande B.1 : L'ASN vous demande de définir et d'étudier, avant le 15 décembre 2017, des conditions de fonctionnement de référence (PCC) en postulant, pour chaque étude, une rupture :**

- (B.1.1) sur les tronçons en amont des deux premiers organes d'isolement de chaque ligne d'aspiration des trois trains de refroidissement du système PTR ;
- (B.1.2) sur les tronçons en amont des deux premiers organes d'isolement des tuyauteries de purification et vidange des compartiments « cuve », « stockage des internes » et « transfert BR » de la piscine réacteur du BR ;
- (B.1.3) sur les tronçons en amont des deux premiers organes d'isolement des tuyauteries de purification et vidange des compartiments de « transfert BK » et de « fosse de chargement » du BK.

**Vous explicitez le débit de vidange et la perte d'inventaire en eau provoqués par la rupture retenue et déterminerez les dispositions permettant d'atteindre un état « d'arrêt sûr » en tenant compte des effets de l'inondation interne associée à ces ruptures sur les matériels nécessaires à la gestion de long terme de ces scénarios.**

### ***B.2. Exclusion de rupture appliquée au tube de transfert***

Vous avez également appliqué votre référentiel d'exclusion de fuite ou de brèche au tube de transfert reliant le compartiment de transfert du BR au compartiment de transfert du BK.

L'ASN formule le même jugement concernant l'application de ce référentiel à la conception et à la fabrication du tube de transfert.

Etant données les difficultés que pourrait présenter la réalisation de modifications permettant de maîtriser un risque de rupture de cet équipement en conformité avec les règles d'étude PCC, l'ASN estime que vous devez à la fois étudier des scénarios de rupture positionnée à divers endroits de cet équipement avec les règles d'étude RRC-A et renforcer votre programme d'inspection en service afin de rendre l'occurrence d'une telle rupture extrêmement improbable.

**Demande B.2.1** : L'ASN vous demande d'étudier, au plus tard pour le 15 décembre 2017, des scénarios de rupture sur le tube de transfert et ses équipements de raccordement aux peaux métalliques d'étanchéité des piscines du BR et du BK.

Vous ferez figurer ces études dans le sous-chapitre 19.1.3 relatif aux séquences RRC-A. Les dispositions valorisées pour la limitation des conséquences de ces situations seront identifiées en tant que dispositions RRC-A, si elles ne sont pas déjà valorisées au titre des PCC. Les conséquences en termes d'inondation interne de ces différentes situations seront en outre déclinées dans les études conformément au référentiel de prise en compte des agressions.

**Demande B.2.2** : Vous explicitez et transmettez avant le 30 juin 2018 les dispositions qui seront mises en place en termes d'inspection en service, aptes à détecter toute dégradation en parois interne et externe des enveloppes du tube de transfert. Ces inspections devront intégrer les meilleures techniques disponibles, comme étudiées dans le cadre des VD3 1300 et VD4 900 des réacteurs du parc en exploitation.

### ***B.3. Élimination pratique du risque de fusion du combustible***

Dans le respect des principes de sûreté portés par les directives techniques [15], la démonstration de sûreté de l'EPR doit être faite « *de manière déterministe, complétée par des méthodes probabilistes et des travaux de recherche et de développement appropriés. Dans cette démonstration, les événements initiateurs uniques doivent être "exclus" ou "traités" – c'est-à-dire que leurs conséquences sont examinées de manière déterministe. Des événements initiateurs uniques ne peuvent être "exclus" que si des dispositions suffisantes de conception et d'exploitation sont prises de telle sorte qu'il puisse être clairement démontré qu'il est possible "d'éliminer pratiquement" ce type de situations accidentelles.* »

À cet égard, afin « d'éliminer pratiquement » le risque de fusion du combustible, vous avez évalué la probabilité de découverture des assemblages de combustible entreposés ou manutentionnés dans la piscine du bâtiment du combustible à l'aide d'études probabilistes couvrant notamment les événements initiateurs d'une perte de refroidissement et de vidange de la piscine de désactivation. Vous avez prévu de mettre à jour ces études à l'échéance du dossier de fin de démarrage (DFD), comme précisé dans votre courrier en référence [6].

Pour ce qui concerne la vidange de la piscine de désactivation, l'ASN considère que les études réalisées couvrent de façon satisfaisante les différentes séquences accidentelles pouvant conduire à la perte d'un volume d'eau important. Toutefois, ces études ne tiennent pas compte de certaines erreurs humaines et de leur non-indépendance, de certains risques de défaillance de mode commun, ni des dernières évolutions de conception du réacteur n° 3 de Flamanville.

À titre d'exemple, les règles de conduite incidentelles et accidentelles peuvent être modifiées en cas d'activation préalable d'une disposition de contrôle-commande appelée « permissif ». Une erreur humaine sur l'activation de ce permissif pourrait conduire ultérieurement, dans certaines configurations spécifiques, à une vidange accidentelle de la piscine de désactivation lors de la gestion de l'interconnexion entre les piscines du BR et du BK.

L'ASN considère que la probabilité de fusion de combustible à la suite d'une ou plusieurs erreurs humaines devra donc être réévaluée avant la mise en service du réacteur.

**Demande B.3** : L'ASN vous demande de compléter, avant le 15 décembre 2017, l'évaluation probabiliste du risque de découverture du combustible par une meilleure prise en compte des erreurs humaines et de leurs relations éventuelles de dépendance lorsque les piscines des bâtiments réacteur et combustible sont en communication. Le cas échéant, vous définirez des dispositions appropriées permettant de justifier « l'élimination pratique » de la fusion de combustible dans la piscine du bâtiment combustible.

### **C. Agressions internes : chute et basculement du batardeau**

Le hall de la piscine de désactivation du BK est desservi par un pont de manutention d'une capacité de 23 tonnes. Il est classé à « Haute Sécurité niveau 1 (HS1) », ce qui correspond, selon vos services, à un haut niveau de fiabilité en service et permet, selon vous, l'exclusion de la chute des charges qu'il manutentionne. Ce pont sert à manutentionner, entre autres, le batardeau de la piscine de désactivation du BK entre les compartiments de transfert et de chargement, cette manutention étant opérée en bord de piscine.

En cas de chute, le batardeau pourrait basculer et recouvrir des alvéoles du râtelier d'entreposage, ce qui pourrait remettre en cause le refroidissement des assemblages.

Par lettre en référence [6], vous concluez à l'élimination pratique d'un scénario de fusion du combustible consécutive à une chute et un basculement du batardeau BK dans la piscine de désactivation au cours de sa manutention entre les compartiments de transfert et de chargement. Selon vos services, cette élimination pratique est confortée par les dispositions de conception relatives aux ponts classés à haute sécurité de type HS1, les dispositions retenues pour la maintenance, l'étude de fiabilité du pont, la faible probabilité d'une chute du batardeau au regard de son temps d'utilisation et la cinématique de sa manutention. D'autre part, vous produisez à l'appui de cette élimination une étude de fiabilité du pont auxiliaire qui montre des valeurs de fréquence de chute annuelle inférieures à  $10^{-6}$  par an, hors phase de manutention dite « approche basse ».

L'ASN rappelle que le retour d'expérience de l'exploitation des ponts de manutention des réacteurs en fonctionnement n'est pas favorable et considère que l'approche probabiliste seule n'est pas suffisante pour exclure le risque de chute du batardeau. Par ailleurs, l'ASN considère que les risques liés à une opération de manutention peuvent ne pas être simplement liés à la conception et à l'état des matériels, mais peuvent aussi être liés à leur mise en œuvre, et donc qu'à ce titre une démarche d'exclusion de risque de défaillance de la chaîne de levage n'est pas acceptable pour les opérations de manutention. L'ASN juge nécessaire de déterminer les conséquences de cette chute vis-à-vis des assemblages de combustible entreposés dans la piscine de désactivation du combustible.

**Demande C** : L'ASN vous demande d'étudier, avant le 15 décembre 2017, au titre d'une étude d'agression interne, les conséquences de la chute et du basculement du batardeau dans la piscine de désactivation du combustible au cours de sa manutention entre les compartiments de transfert et de chargement. Votre étude devra étudier les conséquences induites par la chute du batardeau, notamment vis-à-vis des conditions de refroidissement des assemblages de combustible entreposés dans les alvéoles recouvertes par le batardeau, de l'intégrité et de l'absence de criticité de ces assemblages. Le cas échéant, des mesures de prévention et de limitation des conséquences de ce scénario devront être prises, à cette même échéance.

## **D. Conception des systèmes et prévention des conditions de fonctionnement anormales**

Les rayonnements ionisants du combustible entreposé dans la piscine du BK entraînent la production d'hydrogène par radiolyse de l'eau. En situation incidentelle ou accidentelle conduisant à l'arrêt ou à la défaillance des systèmes de ventilation, ce gaz pourrait s'accumuler dans le hall de la piscine et réagir rapidement avec l'oxygène présent dans l'air.

Dans votre courrier en référence [6], vous précisez les bases relatives au phénomène de radiolyse qui ont été considérées dans vos études et la démarche retenue pour le calcul de la production d'hydrogène : l'évaluation de la puissance du rayonnement ionisant contribuant à la radiolyse de l'eau, la modélisation affinée des phénomènes radiolytiques et le calcul de l'évolution de la concentration d'hydrogène dans l'eau de la piscine et dans l'atmosphère du bâtiment combustible. Vous y indiquez également les hypothèses que vous avez retenues et que vous jugez conservatives : perte de ventilation totale, concentration en acide borique de 2600 ppm, absence d'eau oxygénée dans l'eau de la piscine, niveau « bas STE<sup>9</sup> » du volume d'eau de la piscine, concentrations homogènes des différentes espèces chimiques présentes et irradiation de la totalité du volume d'eau, débit de dose, température de l'ensemble du système à 25 °C et échanges à l'interface air / eau immédiats.

Vous indiquez, sur cette base, que les hypothèses retenues pour l'évaluation de la production d'hydrogène par radiolyse dans la piscine du BK vous conduisent à une estimation « enveloppe » de la concentration. Ces éléments vous amènent à considérer qu'en cas de conditions accidentelles conduisant à la perte de tous les systèmes de ventilation, la concentration maximale d'hydrogène dans l'air ne devrait pas dépasser la limite inférieure d'explosivité de ce gaz (4 %) et, par conséquent, qu'il n'est pas nécessaire de réaliser des mesures expérimentales complémentaires.

Cependant, la modélisation de la production d'hydrogène par radiolyse et celle du transfert d'hydrogène dans le hall de la piscine n'ont pas été transmises pendant l'instruction de votre dossier et certaines des hypothèses que vous avez considérées ne sont pas justifiées dans les études fournies. Au cours de l'instruction il a notamment été noté que les études et recherches vous ayant permis d'obtenir les profils de production d'hydrogène et de produits secondaires de radiolyse n'avaient pas été communiquées. De plus, le scénario accidentel modélisé n'a pas été précisé (état du réacteur au moment de l'accident, puissance du combustible entreposé, événement initiateur postulé, confinement statique du hall de la piscine du BK...). L'absence de communication de ces éléments n'a pas permis à l'ASN de mener une analyse complète de cette étude.

**Demande D : L'ASN vous demande de justifier, avant le 15 décembre 2017, les hypothèses et les choix de modélisation retenus pour l'évaluation de la concentration maximale en hydrogène de radiolyse pouvant se former dans le hall de la piscine du BK.**

## **E. Dispositions « noyau dur »**

À la suite de l'accident survenu le 11 mars 2011 dans la centrale japonaise de Fukushima Daiichi et afin de renforcer les dispositions de sûreté des réacteurs du parc nucléaire français – en exploitation et en construction – pour faire face aux situations extrêmes, l'ASN a prescrit des dispositions matérielles et organisationnelles qualifiées de « noyau dur » [16] qui visent à :

- prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression ;
- limiter les rejets radioactifs massifs ;

---

<sup>9</sup> Niveau « bas STE » : correspond au niveau d'eau minimal prescrit par les spécifications techniques d'exploitation (STE).

- permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise.

Les exigences applicables à ce « noyau dur » doivent être définies par l'exploitant pour garantir leur disponibilité en situation extrême (y compris vis-à-vis des agressions induites telles que la chute de charge, l'incendie et l'explosion). Ces dispositions doivent s'appuyer autant que possible sur des équipements diversifiés et indépendants par rapport aux équipements existants, afin de limiter le risque de défaillance de mode commun. Pour le bâtiment combustible, la prescription [INB167-71] [ECS-ND2] de l'ASN précise que « le « noyau dur » permet d'éviter le dénoyage des assemblages combustibles dans la piscine d'entreposage et les compartiments de manutention des assemblages combustibles, pour les situations « noyau dur » ».

Vous avez identifié les systèmes, structures et composants (SSC) du « noyau dur » et vous vous êtes engagé, dans votre courrier en référence [6], en complément de votre courrier sur la complétude et la suffisance du dossier DMES [17], à préciser les exigences associées aux dispositions du « noyau dur » dans le chapitre 21.0 du RDS [5]. Vous précisez que les vérifications associées au maintien de la fonctionnalité de ces équipements « noyau dur » en conditions accidentelles et vis-à-vis du risque d'agressions induites par les situations « noyau dur » seront apportées ou référencées dans le RDS.

Sur l'ensemble des réacteurs en fonctionnement, les dispositions du « noyau dur » qui assurent la prévention d'une fusion du combustible sont assurées par des dispositifs fixes, disposant d'une autonomie minimale de trois jours. *A contrario*, sur le réacteur EPR de Flamanville 3, l'appoint en eau de la piscine du BK nécessite la mise en œuvre de 180 mètres de tuyaux flexibles entre le poste de vannage situé en pied de falaise et la colonne sèche du réseau d'extinction d'incendie connectée à la piscine. À ce jour, vous avez prévu que ces tuyaux flexibles soient stockés au Centre de Crise Local (CCL), situé à environ 800 mètres des points de raccordement.

À ce stade, et afin de vérifier le caractère opérationnel de ces dispositions, vous ne prévoyez qu'une mise en situation partielle dans le cadre des essais de démarrage : mise en œuvre d'un ou deux tronçons de flexibles (d'une longueur unitaire de 40 mètres) ainsi que d'un dispositif de franchissement.

L'ASN considère que les équipes présentes sur site seront très sollicitées dans les premières 24 à 48 heures d'une situation résultant d'un aléa extrême et que la mise en place, à l'extérieur des bâtiments, d'un dispositif mobile entre le poste de vannage du système SEG et le point de connexion permettant l'appoint à la piscine de désactivation peut être une opération particulièrement difficile dans de telles conditions. La mise en œuvre de ces moyens mobiles dans ces situations présente des difficultés opératoires et il est important de justifier la faisabilité de ce raccordement dans des délais acceptables. Par ailleurs, dans la mesure où la maîtrise de cette opération est un élément de la démonstration de sûreté, il sera nécessaire de démontrer périodiquement cette maîtrise, dans les conditions les plus représentatives possibles de leur usage.

Un test d'ensemble, prenant en compte des conditions réalistes, permettant de justifier la capacité de déployer dans des délais appropriés les moyens mobiles prévus pour l'appoint en eau d'ultime secours à la piscine de désactivation et aux réservoirs du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur ASG, devra être envisagé.

L'ensemble du personnel amené à utiliser les dispositifs mobiles prévus pour mettre en œuvre une disposition du « noyau dur » devra être spécifiquement et régulièrement entraîné et équipé pour intervenir dans ces conditions.

Les dispositions du « noyau dur » doivent pouvoir être mises en œuvre de manière maîtrisée par le personnel, sur la base d'actions correspondant à des pratiques usuelles d'exploitation. La régularité des exercices et l'exigence de mise en situation périodique de l'ensemble du personnel concerné devront être

inscrites dans les règles générales d'exploitation afin de garantir la pérennité de la connaissance et du savoir-faire des équipes locales en la matière.

**Demande E** : L'ASN vous demande de justifier par un essai d'ensemble, avant juin 2018, votre capacité de déployer, dans des délais appropriés, les moyens mobiles prévus pour l'appoint en eau d'ultime secours à la piscine de désactivation et aux réservoirs ASG et d'examiner l'intérêt d'y substituer des moyens fixes en partie ou en totalité.

En outre, l'ASN vous demande de justifier la pérennité de ces dispositions « noyau dur », notamment en procédant à des exercices réguliers de mise en œuvre du dispositif dans des conditions représentatives de ces conditions extrêmes par l'ensemble du personnel concerné. Ces exercices devront être prescrits par vos règles générales d'exploitation dans leur mise à jour prévue au 15 juin 2018.

#### **F. Qualification des codes de calcul utilisés pour déterminer la criticité dans les opérations de récupération des pastilles d'UO<sub>2</sub>**

Vous avez réalisé des notes d'étude, en référence [18] et [19], complémentaires au « référentiel criticité » [20], afin de démontrer la maîtrise du risque de criticité pendant les opérations de récupération des pastilles d'UO<sub>2</sub> dispersées à la suite de la perte d'intégrité d'un assemblage résultant de la rupture de gaines lors d'une opération d'extraction de crayons ou de la chute d'un assemblage en piscine. Ces notes d'étude s'inscrivent dans la démonstration de l'absence de risque de criticité de l'entreposage et de la manutention du combustible sous eau. Ces documents sont applicables à l'EPR et aux réacteurs en exploitation.

Vous avez utilisé des codes de calcul qualifiés dans le cadre de cette démonstration. Vous avez identifié des configurations d'entreposage en configuration normale d'exploitation, de réarrangement géométrique des crayons de combustibles et de réarrangement géométrique des pastilles de combustibles. Vous avez ajouté des pénalités aux résultats de ces calculs afin de déterminer, de façon « enveloppe », le risque de réalisation d'une configuration critique par regroupement de matière lors de la récupération d'un grand nombre de pastilles. Ces pénalités sont toutefois forfaitaires et les marges retenues par rapport au critère d'admissibilité ne sont pas justifiées dans ces notes [18] et [19].

**Demande F** : L'ASN vous demande de justifier les pénalités retenues, au titre de la qualification des outils de calcul utilisés dans l'estimation de la masse maximale autorisée de pastilles d'UO<sub>2</sub>, lors des opérations de récupération et de mettre à jour les notes [18] et [19], avant le 15 décembre 2017. La mise à jour de ces notes et leur référencement dans le référentiel criticité devront également être pris en compte pour l'exploitation de l'ensemble des réacteurs du parc nucléaire français. Vous proposerez un programme de travail en ce sens.

## Table de références

- [1] Décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 modifié relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives
- [2] Courrier du président directeur général d'EDF du 19 mars 2015 relatif à la demande d'autorisation de mise en service (DMES) de FLA3
- [3] Lettre de saisine du GPR - CODEP-DCN-2015-049482 du 16/12/2015 dédiée à l'examen de la sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible de Flamanville 3
- [4] Lettre ASN CODEP-MEA-2016-013476 - Avis et recommandations du Groupe Permanent « Réacteurs » du 30/03/2016 et du 31/03/2016 - Examen de la sûreté de l'entreposage et de la manutention du combustible du réacteur n° 3 de Flamanville
- [5] Rapport de sûreté – version DMES de mars 2015
- [6] Lettre EDF D305116052105 du 19/05/2016 - Positions et actions post GP
- [7] Lettre EDF D305116062579 du 30/06/2016 - Positions et actions post GP relatives aux observations du rapport de l'IRSN
- [8] Décret n° 2007-534 du 10 avril 2007 autorisant la création de l'installation nucléaire de base dénommée Flamanville 3, comportant un réacteur nucléaire de type EPR, sur le site de Flamanville (Manche)
- [9] Note d'étude D305915007803 A - Évaluation, par simulations CFD, de l'effet de l'appoint JAC/JPI sur la marge à la saturation dans la crosse PTR 2 de FLA3
- [10] Note d'étude D305914012483 B EPR FA3 – Calcul des écoulements en piscine BK en état d'ébullition
- [11] Note d'étude D305915002825 A – Calcul des écoulements en piscine BK en état d'ébullition avec appoint
- [12] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-045577 du 24 octobre 2014 – Flamanville 3 – Démarche de classement de sûreté
- [13] Note d'étude ECESN130627 ind. A – Analyse des conséquences d'une brèche conventionnelle du Tube de transfert
- [14] Note d'étude ECESN130950 ind. A – Étude au titre de la robustesse d'une brèche conventionnelle sur les tuyauteries à exclusion de fuite du système PTR
- [15] Directives Techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression - adoptées pendant les réunions plénières du GPR et des experts allemands les 19 et 26 octobre 2000 – version française de mars 2004
- [16] Décision n°2014-DC-0403 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n°2012-DC-0283 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire
- [17] Lettre EDF D305115105559 – EPR FA3 – Complétude et suffisance du dossier de demande d'autorisation de mise en service (sujet SSC « noyau dur »)
- [18] Note d'étude D305913003745 indice A – Étude de criticité du stockage d'assemblages REP dans les MIR
- [19] Note d'étude D305914007918 indice B – Risque de criticité par réarrangement géométrique de pastilles
- [20] Note d'étude ENSNDR080076 indice C - Tout palier - Référentiel « criticité » pour les activités dans le bâtiment combustible et en réacteur dans les états cuve ouverte