



DIRECTION DES CENTRALES NUCLÉAIRES

Montrouge, le 13 juillet 2016

Réf. : CODEP-DCN-2016-021847**Monsieur le Directeur du projet Flamanville 3
Centre national d'équipement nucléaire
(CNEN)
EDF
97 avenue Pierre Brossolette
92120 MONTRouGE****Objet :** Réacteurs électronucléaires – EDF – Réacteur EPR de Flamanville 3
Accidents graves et études probabilistes de niveau 2**Réf. :** voir page 10

Monsieur le Directeur,

La conception du réacteur n° 3 de Flamanville (INB n° 167), de type EPR, tient compte des directives techniques, en référence [1], qui fixent comme un objectif important la réduction significative des rejets radioactifs pouvant résulter de toutes les situations d'accident concevables, y compris les accidents avec fusion du cœur. Pour chaque type d'accident, les directives techniques fixent les objectifs suivants :

- les conséquences des situations d'accident sans fusion du cœur doivent être telles qu'il n'y ait pas de nécessité d'actions de protection des populations vivant dans le voisinage de la centrale affectée (ni évacuation, ni mise à l'abri) ;
- les accidents avec fusion du cœur à basse pression doivent être traités de telle sorte que les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des actions de protection des populations limitées en termes d'étendue et de durée ;
- les accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants doivent être pratiquement éliminés.

Les directives techniques précisent, par ailleurs, qu'« une étude probabiliste de sûreté doit être réalisée en commençant dès le stade de la conception et en incluant au moins les événements internes ; cette étude probabiliste de sûreté indiquerait les fréquences des séquences de fusion du cœur avec un aperçu des conséquences possibles des différents types de situations avec fusion du cœur sur la fonction de confinement [...]. Pour ce qui concerne les accidents avec fusion du cœur à basse pression, [...] le respect des objectifs généraux de sûreté [...] doit être démontré par le calcul des conséquences radiologiques de différentes séquences représentatives qui doivent être précisément définies en fonction de la conception de la tranche ».

Ces objectifs sont par ailleurs précisés dans différents textes réglementaires de portée générale (notamment l'arrêté en référence [2]) ou spécifiques au réacteur EPR de Flamanville 3 (décret autorisant la création de l'installation nucléaire de base Flamanville 3 comportant un réacteur nucléaire de type EPR (DAC) cité en référence [3] et décision ASN citée en référence [4]).

Enfin, des positions sur plusieurs des principaux enjeux de sûreté ont été prises par l'association WENRA pour les nouveaux réacteurs dans le document cité en référence [5]. Ces positions visent notamment à la réduction des rejets radioactifs dans l'environnement à la suite d'un accident avec fusion du cœur.

Sur la base de ces éléments, l'ASN a souhaité recueillir l'avis du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) sur les sujets suivants, notamment en ce qui concerne l'étude probabiliste de sûreté (EPS) de niveau 2 :

- les dispositions adoptées par EDF pour assurer le respect des objectifs généraux de sûreté rappelés plus haut pour les accidents graves avec fusion du cœur à basse pression, notamment la limitation des conséquences radiologiques à long terme ;
- la situation du réacteur EPR vis-à-vis des positions définies dans le rapport WENRA cité en référence [5] sur les nouveaux réacteurs en termes de limitation des rejets en situation d'accident grave ;
- l'élimination pratique des situations qui conduiraient à des rejets précoces importants, conformément au DAC et aux prescriptions de l'ASN fixées par la décision citée en référence [4] ;
- le respect des prescriptions de l'ASN fixées par la décision en référence [4] en ce qui concerne l'évaluation de la fréquence et de la nature des rejets radioactifs en cas d'accident avec fusion du cœur et les dispositions matérielles relatives à la rétention, au transfert, à l'étalement et au refroidissement du corium¹ ;
- les moyens déployés pour la gestion des accidents graves jusqu'à l'atteinte de l'état maîtrisé².

Le GPR a rendu son avis, cité en référence [6], à l'issue de la réunion du 20 octobre 2015.

*
* *

Position de l'ASN

DISPOSITIONS MISES EN ŒUVRE SUR LE RÉACTEUR EPR DE FLAMANVILLE 3 POUR LES ACCIDENTS GRAVES

La conception du réacteur EPR vise une amélioration significative du niveau de sûreté par rapport aux réacteurs actuellement en exploitation au moyen d'un renforcement de la défense en profondeur. En particulier, les accidents graves ont été pris en compte à la conception, de sorte que les accidents avec fusion du cœur à basse pression ne provoquent pas d'impact radiologique important pour la population et dans l'environnement (les actions de protection des populations doivent être limitées dans l'espace et le temps) et que les accidents avec fusion du cœur susceptibles de conduire à des rejets précoces importants soient « pratiquement éliminés ».

À cette fin, le réacteur EPR de Flamanville 3 comporte :

- un dispositif de dépressurisation du circuit primaire, différent du dispositif protégeant ce dernier des surpressions, conçu pour abaisser la pression dans le circuit primaire avant la rupture de la cuve du réacteur, évitant un risque de fusion du cœur avec un circuit primaire sous pression ;
- un dispositif d'homogénéisation de l'atmosphère de l'enceinte de confinement et un dispositif de recombinaison de l'hydrogène au moyen de recombineurs autocatalytiques passifs conçus pour limiter les risques liés à une combustion d'hydrogène ;

¹ Corium : magma métallique et minéral constitué d'éléments fondus du cœur d'un réacteur nucléaire, puis des minéraux qu'il peut absorber lors de son trajet.

² L'état « maîtrisé » est défini dans le rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3 comme un état dans lequel « le corium est refroidi, la puissance résiduelle est évacuée, l'intégrité de l'enceinte de confinement est maintenue ».

- un dispositif d'étalement et de refroidissement du corium hors de la cuve conçu pour stabiliser ce dernier sans affecter l'étanchéité de l'enceinte de confinement ;
- des dispositions constructives (comme un anneau d'étanchéité autour de la cuve) conçues pour éliminer les risques d'explosion de vapeur hors de la cuve avant et pendant l'étalement du corium ;
- un système, constitué de deux trains, conçu pour assurer le transfert de la chaleur produite dans l'enceinte du bâtiment réacteur vers la source froide, via une chaîne de refroidissement intermédiaire ;
- des traversées de l'enceinte du bâtiment réacteur débouchant toutes dans l'espace entre-enceintes ou dans des bâtiments périphériques, de telle sorte qu'il n'y ait pas de rejets radioactifs directs vers l'environnement.

Dispositif de dépressurisation du circuit primaire

La conception du dispositif de dépressurisation du circuit primaire du réacteur EPR de Flamanville 3 doit satisfaire à la prescription [INB167-15] de la décision ASN citée en référence [4]. Elle contribue également au respect des dispositions du deuxième alinéa de la prescription [INB167-29] de la même décision.

Les études que vous avez réalisées montrent que :

- l'ouverture du dispositif de dépressurisation du circuit primaire entraîne une décroissance de la pression dans le circuit primaire, la pression étant en-dessous de 20 bar au moment de la rupture de la cuve ;
- une rupture de la cuve dans ces conditions ne conduit ni à une montée en pression et en température susceptible de porter atteinte à l'intégrité de l'enceinte de confinement et du puits de cuve, ni au soulèvement de la cuve, ni à une rupture de tube de générateurs de vapeur par fluage.

L'ASN estime que votre démonstration du respect de ces prescriptions doit être confortée par la démonstration de la qualification des vannes de dépressurisation du circuit primaire aux conditions d'accident grave.

Dispositif de maîtrise des risques liés à l'hydrogène

La conception du dispositif de maîtrise des risques liés à l'hydrogène du réacteur EPR de Flamanville 3 doit satisfaire :

- aux directives techniques (section B.1.4.1) et aux dispositions du paragraphe III-3.3 de l'article 2 du DAC demandant que l'étanchéité de la paroi interne de l'enceinte de confinement soit assurée en cas de déflagration globale de la quantité maximale d'hydrogène qui pourrait être contenue dans l'enceinte de confinement au cours d'un accident grave ;
- à la prescription [INB167-20] de la décision ASN citée en référence [4].

L'analyse des scénarios que vous présentez dans le rapport de sûreté, qui font notamment l'hypothèse de maintien d'un puits de cuve sec jusqu'au moment où le corium sortirait de la cuve, met en évidence le caractère approprié du dispositif de contrôle de l'hydrogène ETY au regard des objectifs de sûreté relatifs à la tenue du confinement et à l'élimination pratique du risque de détonation d'hydrogène.

L'ASN considère néanmoins que votre démonstration du respect de la prescription et des demandes citées plus haut doit être confortée par la démonstration de la qualification des matériels de ce dispositif aux conditions d'accident grave.

L'impact de la mise en service de l'aspersion dans l'enceinte sur les risques liés à l'hydrogène n'a pas été abordé dans le cadre de cette instruction. Ce point sera étudié lors de l'examen particulier des OSSA³.

³ OSSA : Operating Strategies for Severe Accidents. Stratégies de conduite en accident grave.

L'analyse effectuée par l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) montre, en outre, la nécessité de mieux tenir compte des effets des déflagrations lentes et des déflagrations rapides d'hydrogène sur les équipements nécessaires à la gestion de l'accident grave, en considérant notamment l'inflammation des gaz combustibles par les recombineurs autocatalytiques passifs, phénomène observé expérimentalement mais non pris en compte dans les études actuelles. **Ces points font l'objet des demandes A1 et A2 en annexe 1 du présent courrier.**

Dispositif de récupération et de refroidissement du corium hors de la cuve

La conception du dispositif de récupération et de refroidissement du corium hors de la cuve du réacteur EPR de Flamanville 3 doit satisfaire :

- aux dispositions du paragraphe III.3.3 de l'article 2 du DAC demandant la mise en place d'*« un dispositif permettant la récupération et le refroidissement sur le long terme de la matière radioactive fondue provenant du réacteur nucléaire »* ;
- aux trois derniers alinéas de la prescription [INB167-29] de la décision ASN citée en référence [4] prescrivant certaines caractéristiques de ce dispositif.

Les études que vous avez réalisées montrent le caractère approprié du dispositif de récupération et de refroidissement du corium hors de la cuve vis-à-vis des demandes rappelées ci-dessus.

Néanmoins, la possibilité de formation d'une couche métallique dense contenant de l'uranium lors de la dégradation du cœur en cuve ne pouvant pas être écartée sur la base des connaissances disponibles, l'ASN estime que vous devriez prendre en considération ce phénomène dans les études relatives aux coulées de corium hors de la cuve du réacteur EPR de Flamanville 3. **Ce point fait l'objet de l'observation D en annexe 2 du présent courrier.**

Dispositions prises pour limiter les risques d'explosion de vapeur hors de la cuve

La conception du puits de cuve et de la chambre d'étalement du corium du réacteur EPR de Flamanville 3 doit satisfaire :

- à la section E.2.2.3 des directives techniques ;
- à la prescription [INB167-21] de la décision ASN citée en référence [4],

relatives au risque d'explosion de vapeur.

L'ASN constate la présence de dispositions constructives destinées à garantir un puits de cuve sec et une salle d'étalement sèche avant l'arrivée du corium.

Vous indiquez que les conséquences mécaniques d'éventuelles interactions corium-eau dans la salle d'étalement, à la suite du noyage du corium étalé, ne sont pas de nature à mettre en danger l'intégrité de l'enceinte. L'ASN considère néanmoins que votre démonstration doit être confortée par celle de la qualification des matériels aux conditions d'accident grave.

Système d'évacuation de la chaleur produite dans l'enceinte du bâtiment du réacteur vers la source froide

Le dimensionnement du système d'évacuation ultime de la chaleur du bâtiment du réacteur (EVU) doit satisfaire aux objectifs de sûreté relatifs à la tenue du confinement. En particulier :

- la mise en service, après une période de grâce de 12 heures, des deux trains du système EVU doit permettre de réduire, en 12 heures, la pression dans l'enceinte jusqu'à une valeur de l'ordre de 2 bar absolus ;
- un train du système EVU doit être suffisant au bout de 15 jours pour maintenir la pression dans l'enceinte de confinement en deçà de la pression de dimensionnement.

Les études que vous avez réalisées démontrent, selon vous, le caractère approprié du dimensionnement du système d'évacuation de la chaleur produite dans l'enceinte du bâtiment du réacteur vers la source froide vis-à-vis des objectifs rappelés ci-dessus.

L'ASN vous demande de vous assurer que la prise en compte de l'ignition des gaz inflammables dans l'enceinte par les recombineurs autocatalytiques passifs est sans impact sur vos conclusions. **Ce point fait l'objet des demandes A1 et A2 en annexe 1 du présent courrier.**

Enceinte de confinement

La paroi interne de l'enceinte de confinement du réacteur EPR de Flamanville 3 doit être conçue et réalisée pour faire face, en particulier, aux conditions de température et de pression prévues par :

- le paragraphe III-3.3 de l'article 2 du DAC ;
- la prescription [INB167-26] de la décision ASN citée en référence [4].

Vous indiquez que l'étanchéité de la paroi interne de l'enceinte de confinement du bâtiment du réacteur est assurée, pendant une durée de 12 heures, dans le cas de la rupture complète d'une tuyauterie primaire principale sans évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte, ce qui correspond à ce qu'imposent les prescriptions du DAC et de la décision mentionnée ci-dessus.

L'ASN considère toutefois que votre démonstration doit être confortée par celle de la qualification des matériels aux conditions d'accident grave et par la prise en compte de l'inflammation des gaz combustibles par les recombineurs (**demande A2**), notamment pour évaluer de manière plus réaliste les chargements en température sur les structures et équipements nécessaires à la gestion de l'accident grave, ce qui inclut la peau d'étanchéité métallique de l'enceinte interne.

Maîtrise du risque de retour en criticité

Vous avez démontré de manière satisfaisante que le risque de retour en criticité pour le réacteur EPR de Flamanville 3 est écarté lors du déroulement d'un accident grave, la stratégie de conduite en cas d'accident grave sur le réacteur EPR de Flamanville 3 proscrivant l'injection d'eau en cuve.

Cette conclusion concerne la gestion du combustible à base d' UO_2 définie dans le dossier de demande d'autorisation de mise en service (DMES) et repose sur la garantie d'une concentration en bore minimale de 2 330 ppm dans le réservoir IRWST⁴.

Dispositions intégrées au noyau dur post-Fukushima

Vous avez formalisé dans le chapitre 21.1 du rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3 une analyse fonctionnelle relative à l'accident grave. Cette analyse vise à répondre à la prescription [INB 167-70] de la décision en référence [7].

L'ASN note la liste des dispositions intégrées au noyau dur post-Fukushima que vous présentez pour les accidents graves. Ces dispositions permettent, selon vous, de détecter le début de l'accident grave et d'assurer les fonctions de sûreté nécessaires à la gestion de l'accident grave jusqu'à l'atteinte de l'état maîtrisé.

L'ASN rappelle que les exigences associées aux équipements du noyau dur post-Fukushima font l'objet d'une instruction par ailleurs.

⁴ IRWST : in-containment refueling water storage tank. Réservoir du système d'injection de sécurité dans l'enceinte de confinement.

DISPOSITIONS PROPOSÉES POUR FAIRE FACE À UNE PERTE TOTALE ET DE LONGUE DURÉE DES SOURCES ÉLECTRIQUES ET DES SOURCES FROIDES

En réponse à la prescription [INB167-65] de la décision ASN citée en référence [8], vous avez transmis une étude citée en référence [9] visant à présenter les dispositions à envisager sur le réacteur EPR de Flamanville 3 pour assurer la maîtrise de la pression dans l'enceinte de confinement en cas d'accident grave. Cette étude correspond à une situation de perte totale et de longue durée de toutes les alimentations électriques du réacteur.

Sur la base d'une analyse des avantages et inconvénients de différentes alternatives envisagées, votre étude présente les dispositions que vous reprenez. Elles consistent, à court terme, en une aspersion d'eau dans l'enceinte au moyen d'une motopompe autonome raccordée à un bassin situé en haut de la falaise surplombant le réacteur, puis, à moyen terme, en l'acheminement sur le site d'une source électrique mobile de forte puissance permettant de réalimenter les systèmes participant au refroidissement de l'enceinte.

Vous indiquez que « ces dispositions ne sont pas destinées à être intégrées dans le noyau dur EPR dans la mesure où le scénario envisagé postule la perte des diesels SBO⁵ et de la chaîne de refroidissement EVU/SRU, alors même que ces équipements font partie du noyau dur EPR et sont donc robustes aux situations extrêmes considérées ».

La stratégie que vous avez retenue pour l'étude du scénario repose, pour beaucoup, sur une hypothèse d'absence d'endommagement significatif de l'enceinte de confinement du bâtiment du réacteur et d'absence de dégradation significative de son étanchéité pour des valeurs de la pression interne de l'ordre de 10 bar absolus, bien supérieures à la pression de dimensionnement (5,5 bar absolus) et de vérification (6,5 bar absolus).

L'ASN considère que les éléments que vous apportez ne permettent pas de justifier ces hypothèses ni l'absence d'effets falaise sur l'enceinte de confinement ou ses traversées, pour des pressions de cet ordre de grandeur.

Pour limiter autant que possible de tels effets durant la progression de l'accident selon le scénario que vous avez choisi de présenter en réponse à la prescription [INB167-65], les dispositions à mettre en œuvre en situation de perte totale et de longue durée des sources électriques et des sources froides doivent être conçues pour limiter la pression dans l'enceinte de confinement à sa pression de dimensionnement ou, à défaut, à sa pression de vérification.

L'ASN estime que vous devez faire de nouvelles propositions pour la gestion de ces situations. **Ce point fait l'objet de la demande C en annexe 1 du présent courrier.**

SITUATION DU RÉACTEUR EPR DE FLAMANVILLE 3 PAR RAPPORT AUX POSITIONS DE L'ASSOCIATION WENRA RELATIVES AUX ACCIDENTS GRAVES

L'ASN considère que la conception du réacteur EPR de Flamanville 3 répond globalement aux positions établies par l'association WENRA concernant l'accident grave pour les nouveaux réacteurs. Toutefois, l'ASN relève que l'indépendance des dispositions prévues au niveau 4 de la défense en profondeur (disposition permettant la gestion d'un accident avec fusion du cœur) par rapport à celles relevant des niveaux précédents sera d'autant mieux établie que les dispositions complémentaires de gestion que vous mettrez en œuvre pour les accidents de perte totale de longue durée des sources électriques et des sources froides auront été complètement justifiées (**demande C**).

⁵ SBO : Station black-out. Diesels SBO : Groupes électrogènes diesel prévus à la conception pour alimenter les systèmes assurant les fonctions de sûreté lors de la perte des alimentations externes et des quatre groupes électrogènes diesel principaux.

SITUATIONS « PRATIQUEMENT ÉLIMINÉES »

Vous avez présenté une justification de l'élimination pratique des situations de défaillance du confinement par détonation d'hydrogène, explosion de vapeur ou en cas de fusion du cœur à haute pression sur la base d'éléments déterministes et probabilistes.

L'ASN a noté l'importance particulière de votre hypothèse de rupture précoce induite en branche chaude du circuit primaire dans l'appréciation probabiliste de l'élimination pratique des situations de fusion du cœur en pression, en particulier dans les réponses que vous avez apportées aux demandes de l'ASN transmises par le courrier en référence [16] concernant l'EPS de niveau 2 du réacteur EPR de Flamanville 3.

L'ASN considère néanmoins que les dispositions de conception que vous avez retenues, notamment la conception du dispositif de dépressurisation du circuit primaire, permettent d'« éliminer pratiquement » les situations de fusion du cœur avec un circuit primaire sous pression, sous réserve de la démonstration de la qualification des vannes de dépressurisation du circuit primaire aux conditions d'accident grave.

IMPACT RADIOLOGIQUE D'UN ACCIDENT GRAVE POUR LA POPULATION ET DANS L'ENVIRONNEMENT

Évaluation des rejets atmosphériques en cas d'accident grave

Vous prenez en compte, pour l'établissement du terme source de référence, les conditions de fonctionnement de référence, les conditions de fonctionnement avec défaillances multiples (RRC-A) et les accidents avec fusion du cœur correspondant aux scénarios de fusion du cœur à basse pression pour lesquels les dispositions de limitation des conséquences d'un accident grave sont disponibles.

Votre calcul n'intègre pas la situation de perte totale des alimentations électriques avec restauration d'une source électrique 12 heures après l'événement déclencheur, dont les conséquences sont toutefois abordées dans l'EPS de niveau 2.

Les objectifs généraux de sûreté énoncés dans la section A.1.1 des directives techniques demandent « *une amélioration substantielle de la fonction de confinement [...]. Les résultats d'études approfondies telles que les études probabilistes de sûreté réalisées pour les réacteurs à eau pressurisée et les progrès dans la connaissance des phénomènes physiques qui peuvent intervenir au cours du développement de situations accidentelles, en particulier des situations avec fusion du cœur, doivent être pris en compte* ».

L'ASN considère donc que le chapitre 13.5 du rapport de sûreté⁶, qui constitue l'étude de dimensionnement du plan d'urgence interne, devrait renvoyer, non seulement au chapitre du rapport de sûreté présentant les conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur évaluées de manière déterministe, mais également aux évaluations des conséquences radiologiques réalisées dans le cadre de l'EPS de niveau 2. **Ce point fait l'objet de l'observation E en annexe 2 du présent courrier.**

L'ASN estime recevables les hypothèses fonctionnelles et physico-chimiques que vous retenez pour évaluer les rejets atmosphériques en cas d'accident grave. Néanmoins, l'ASN estime nécessaire que vous postuliez, pour l'évaluation des conséquences radiologiques d'un accident grave, des fuites sur le système EVU dès sa mise en service et que vous en tiriez les conséquences pour la gestion de ces situations. **Ce point fait l'objet des demandes B1 et B2 en annexe 1 du présent courrier.**

Enfin, l'ASN estime que vous devriez modifier la formulation des exigences relatives au système de mise en dépression de l'espace entre enceintes (EDE) mentionnées dans le rapport de sûreté de manière à distinguer les situations avec perte des alimentations électriques conduisant à l'indisponibilité de l'EDE

⁶ Ce chapitre couvre l'étude de dimensionnement du PUI de Flamanville conformément à l'article 10 du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 et à l'article 7.4 de l'arrêté du 7 février 2012 modifié.

(MDTG⁷ et PTAE⁸) des autres situations. **Ce point fait l'objet de l'observation F en annexe 2 du présent courrier.**

Évaluation des conséquences radiologiques des rejets

L'ASN considère que les dispositions de prévention et de limitation des conséquences d'un accident grave mises en œuvre sur le réacteur EPR de Flamanville 3 respectent les objectifs de sûreté de l'EPR vis-à-vis des conséquences radiologiques.

L'ASN estime que les indicateurs que vous calculez pour évaluer les conséquences radiologiques (dose efficace, dose à la thyroïde, contamination des denrées) sont pertinents pour vérifier les objectifs susmentionnés.

L'ASN a néanmoins identifié des besoins d'améliorations méthodologiques, non spécifiques au réacteur EPR de Flamanville 3, pour apprécier la limitation dans l'espace et dans le temps des conséquences d'un accident. Toutefois, compte tenu des doses calculées à court terme, et dont l'ASN ne remet pas en cause l'ordre de grandeur pour les voies d'exposition par inhalation et par irradiation au panache, l'ASN estime acceptable que ces améliorations ne soient pas réalisées dans le cadre de la démonstration de sûreté associée à votre demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville 3.

Sur ce point, l'ASN a noté que vous vous êtes engagé, dans votre courrier en référence [17] à mettre en œuvre, lors d'une prochaine mise à jour du rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3, les évolutions visant à affiner la méthodologie d'évaluation des conséquences radiologiques que vous prendrez en compte dans le cadre des réexamens associés aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe.

ÉVALUATION PROBABILISTE DE SÛRETÉ DE NIVEAU 2 (EPS2)

Le réacteur EPR de Flamanville 3 est le premier réacteur nucléaire en France pour lequel une EPS de niveau 2 a été utilisée préalablement à sa mise en service. L'ASN rappelle toutefois que la démonstration de sûreté reste avant tout déterministe et que l'éclairage probabiliste n'intervient qu'en complément.

L'EPS de niveau 2 du réacteur EPR de Flamanville 3 a fait l'objet d'un examen détaillé avant la présente instruction et de demandes de l'ASN dans le courrier cité en référence [16], visant à conforter les conclusions de l'étude et à en améliorer certains aspects. En particulier, l'EPS de niveau 2 du réacteur EPR de Flamanville 3 n'inclut pas d'évaluation systématique des rejets radioactifs pour les accidents considérés, ce qui limite son utilisation pour hiérarchiser et présenter les risques présentés par l'installation.

L'ASN estime toutefois que l'EPS de niveau 2 du réacteur EPR de Flamanville 3, dans son état de réalisation au moment de l'élaboration du DMES, apporte un éclairage appréciable sur le niveau de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3, sur la robustesse de la conception de l'installation, et participe à la vérification du fait que les objectifs de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3 vis-à-vis des accidents graves sont respectés.

*
* *

⁷ MDTG : manque de tension électrique généralisé. Situation de perte des alimentations électriques externes cumulée à la défaillance des quatre groupes électrogènes diesel principaux.

⁸ PTAE : perte totale des alimentations électriques. Situation de perte des alimentations électriques externes cumulée à la défaillance des quatre diesels principaux et des deux groupes électrogènes diesel d'ultime secours (SBO).

Positions et actions

L'ASN a pris note de vos engagements de fournir des éléments et de réaliser des actions figurant dans le courrier « Positions et actions » cité en référence [10]. L'ASN vous demande de veiller au respect de ces engagements dans les délais prévus car leurs résultats sont nécessaires à l'ASN pour statuer sur votre demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville 3.

*
* *

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

Le directeur général adjoint

Julien COLLET

Références :

- [1] Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression transmises par le courrier DGSNR/SD2/N° 0729/2004 du 28 septembre 2004
- [2] Arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base
- [3] 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)
- [4] Décision ASN n° 2008-DC-0114 du 26 septembre 2008 fixant les prescriptions pour la conception et la construction du réacteur « Flamanville 3 » (INB n° 167) et pour l'exploitation des réacteurs « Flamanville 1 » (INB n° 108) et « Flamanville 2 » (INB n° 109)
- [5] WENRA - RHWG Report on Safety of new NPP designs. Study by Reactor Harmonization Working Group RHWG (March 2013) publié le 28 août 2013
- [6] Avis relatif aux accidents graves et à l'étude probabiliste de niveau 2 pour le réacteur EPR de Flamanville 3, transmis par courrier CODEP-MEA-2015-041973 du 20 octobre 2015
- [7] Décision n° 2014-DC-0403 de l'ASN 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
- [8] Décision n° 2012-DC-0283 de l'ASN du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Flamanville (Manche) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n° 108 et n° 109 et n° 167
- [9] Note EDF ECESN120385 indice A du 29 juin 2012
- [10] Lettre EDF D305115113343 du 9 décembre 2015
- [11] Lettre EDF D305915009114 du 30 juin 2015
- [12] Fiche de synthèse D305914022235 du 10 décembre 2014
- [13] Lettre EDF D305915000868 du 15 janvier 2015
- [14] Note EDF ENTECE110073D du 28 août 2014
- [15] Lettre EDF D305915006780 du 14 avril 2015
- [16] Lettre ASN CODEP-DCN-2014-010799 du 15 juillet 2014
- [17] Lettre EDF D305115087314 du 8 septembre 2015
- [18] Lettre IRSN PSN-RES/SAG/2015-00159 du 7 mai 2015

DEMANDES DE L'ASN

A. Tenue des équipements nécessaires à la gestion d'un accident grave lors d'une combustion d'hydrogène

A.1. Études relatives au risque hydrogène

La section 19.2.1 du rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3 transmis dans la demande d'autorisation de mise en service (DMES) indique que « *la démarche de conception vis-à-vis des accidents graves suivie pour le réacteur EPR est basée sur une approche phénoménologique et déterministe dans le but de renforcer les mesures visant [...] la garantie du maintien de l'intégrité à long terme de l'enceinte de confinement* ».

Dans le cadre de cette approche déterministe, vous avez choisi des scénarios de référence d'accidents graves pour l'étude et la résolution des principaux problèmes à traiter, en particulier ceux qui sont liés à la production d'hydrogène dans l'enceinte de confinement.

Ces scénarios sont notamment utilisés pour l'évaluation des chargements thermiques induits sur la peau d'étanchéité métallique de l'enceinte de confinement par la combustion d'une masse d'hydrogène dans le dôme de l'enceinte.

Vous avez supposé les lieux d'inflammation à la sortie des recombineurs fixés au pont polaire car ceux-ci, situés dans une zone à forte concentration, fonctionnent pratiquement à pleine capacité et donc à température élevée.

Les résultats que vous présentez pour les cas de combustion lente de l'hydrogène vous amènent à conclure que les charges thermiques restent faibles sur la peau d'étanchéité métallique de l'enceinte interne.

Les scénarios de référence sont également utilisés pour l'évaluation des chargements dynamiques de pression résultant de la combustion rapide de l'hydrogène dans des mélanges dont la concentration atteindrait localement le critère d'accélération de flamme. Les résultats que vous présentez pour ces cas de combustion rapide vous amènent à conclure que :

- la transition vers une détonation globale dans l'enceinte de confinement peut être exclue ;
- les pics de chargement en pression restent faibles comparés aux limites de dimensionnement de l'enceinte de confinement et des murs internes.

Vous précisez, dans votre document cité en référence [10], que « *pour la gestion des accidents graves, les équipements nécessaires au maintien du confinement, à la stabilisation du corium (récupérateur) et à l'évacuation de la puissance de l'enceinte sont : l'enceinte de confinement et ses traversées, les vannes et les lignes de noyage du corium et les rampes d'aspersion du système EVU* ».

L'ASN retient que l'occurrence de phénomènes dynamiques induits par la combustion rapide d'hydrogène, hors détonation, susceptibles d'induire localement des charges importantes en pression et en température ne peut être écartée au vu de votre dossier. L'ASN considère, en conséquence, que la tenue des équipements nécessaires à la gestion d'un accident grave, y compris l'instrumentation, doit être garantie vis-à-vis des phénomènes correspondant à de telles situations.

Vous indiquez, dans votre courrier en référence [11], que l'objectif de votre programme de travail sur les risques liés à l'hydrogène est d'évaluer les conséquences potentielles d'une combustion d'hydrogène en situation d'accident grave sur les matériels nécessaires au confinement ou à la gestion des accidents graves dans les réacteurs à eau sous pression (REP), par des études affinées de ces phénomènes. Dans un premier temps, ces études sont menées pour les réacteurs de 900 MWe du palier CPY. Les résultats seront ensuite étendus aux réacteurs de 1300 MWe de type P'4.

Vous prévoyez notamment de réaliser des calculs dynamiques de la réponse de l'enceinte de confinement d'un réacteur du palier CPY et de ses structures internes au chargement en pression en cas de combustion d'hydrogène dans l'enceinte pour des scénarios avec aspersion de sécurité. Des calculs sans aspersion ont déjà été réalisés.

Vous avez annoncé des calculs équivalents pour les réacteurs du palier 1300 MWe de type P'4 dans votre fiche de synthèse en référence [12] transmise par le courrier en référence [13] consacré aux accidents graves et aux études probabilistes de niveau 2 dans le cadre du troisième réexamen de sûreté des réacteurs de 1300 MWe.

Pour les autres équipements participant à la gestion des accidents graves, vous avez annoncé que la suite de votre action allait consister, à partir du référentiel « accidents graves » concernant le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe, à mettre au point une méthodologie de vérification de leur tenue mécanique adaptée à la prise en compte des chargements dynamiques issus de la combustion de l'hydrogène, puis à réaliser ces vérifications.

L'ASN considère qu'une démarche équivalente de vérification de la tenue mécanique des équipements nécessaires à la gestion d'un accident grave lors d'une combustion de l'hydrogène doit être mise en œuvre pour le réacteur EPR de Flamanville 3 et l'ensemble des matériels nécessaires à la gestion d'un accident grave.

Demande A1 : L'ASN vous demande, à l'occasion de la mise à jour de votre dossier de demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville 3, de vérifier la tenue des équipements nécessaires à la gestion d'un accident grave lors d'une combustion d'hydrogène dans l'enceinte de confinement du réacteur.

A.2. Enflamment des gaz combustibles par les recombineurs autocatalytiques passifs

La formation de concentrations d'hydrogène dans l'enceinte de confinement durant un accident grave peut induire, en présence de points chauds, une combustion en régime subsonique (combustion « lente »). Les résultats d'essais menés dans les installations expérimentales de l'IRSN ainsi que ceux réalisés dans le cadre de projets de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE) montrent la possibilité d'ignition de l'hydrogène par les recombineurs autocatalytiques passifs (RAP) durant la recombinaison de l'hydrogène.

Des critères d'ignition ont été déduits des essais. Lors d'un accident grave, ces critères d'inflammation par les RAP seraient atteints avant ceux relatifs à une accélération de flamme. Par conséquent, la prise en compte de l'inflammation par les RAP conduit dans la plupart des cas à des combustions de l'hydrogène par flammes lentes.

Le rapport de sûreté (RDS) du réacteur EPR de Flamanville 3 transmis dans votre DMES indique en sa section 6.2.4 que « *lors d'un accident grave ou en cas d'APRP long terme (PCC-4), le contrôle et la gestion de l'hydrogène produit reposent sur le système [de contrôle des gaz combustibles] ETY via la recombinaison de l'hydrogène et l'homogénéisation de l'atmosphère de l'enceinte* ».

Cette section 6.2.4 du RDS précise, en son chapitre 3.1.3, que « *les recombineurs [...] sont positionnés à une distance suffisante des matériels ayant une fonction de sûreté (en particulier les matériels électriques et tout spécialement les câbles) de façon à éviter l'endommagement de ces derniers par le panache de gaz chauds sortant du recombineur* ».

L'étude de vos scénarios de référence d'accidents graves vous permet de vérifier que le nombre de recombineurs retenu, leur type et leur emplacement assurent une limitation suffisante de la concentration globale d'hydrogène pour tous les scénarios de référence, y compris dans la phase long terme de l'accident, ainsi que pour les accidents de dimensionnement.

Vous assignez, dans la section 19.2.1 du RDS, une exigence particulière au système ETY : « *les processus de recombinaison ou de combustion éventuelle de l'hydrogène ne doivent pas conduire à des températures inacceptables pour les parois de l'enceinte* ». Vous vérifiez le bon dimensionnement du système ETY vis-à-vis de cette exigence pour les scénarios de référence dans le chapitre 19.2.2.3 du RDS.

Vous indiquez ainsi que :

- « *les chargements thermiques locaux dus à la recombinaison continue de l'hydrogène [sans combustion de l'hydrogène environnant les recombineurs] n'affectent pas [la peau d'étanchéité métallique de l'enceinte interne] au-delà des limites admissibles* » ;
- « *en cas de combustion lente dans le dôme à un instant pénalisant, c'est à dire lorsqu'une quantité maximale d'hydrogène s'y est accumulée, les chargements thermiques associés, en particulier sur [la peau d'étanchéité métallique] de l'enceinte, restent faibles* ».

Vous précisez, dans votre document cité en référence [10], que « *pour la gestion des accidents graves, les équipements nécessaires au maintien du confinement, à la stabilisation du corium (récupérateur) et à l'évacuation de la puissance de l'enceinte sont : l'enceinte de confinement et ses traversées, les vannes et les lignes de noyage du corium et les rampes d'aspersion du système EVU* ».

La section 19.2.1 du RDS indique que : « *la partie cylindrique [de l'enceinte de confinement] comporte des traversées pour des câbles, des conduites et des tuyaux vers l'extérieur de l'enceinte, lesquelles sont également sensibles à des chargements thermiques excessifs. La répartition des recombineurs dans l'enceinte est faite de telle manière qu'une distance suffisante entre les orifices de sorties de recombineurs et les structures sensibles est respectée* ».

Vous n'utilisez pas, dans le RDS, les résultats des calculs réalisés pour les situations de référence pour apporter la justification de la tenue des traversées aux chargements thermiques. D'une manière analogue, le rapport de sûreté ne fait mention ni de la tenue du système EVU aux charges thermiques induites par des flammes lentes de combustion d'hydrogène, ni de la tenue d'autres composants tels que l'instrumentation nécessaire au suivi de l'accident grave.

Demande A2 : L'ASN vous demande de compléter vos études relatives aux risques liés à l'hydrogène dans l'enceinte de confinement du réacteur EPR de Flamanville 3 en tenant compte du possible enflamment des gaz combustibles par les recombineurs autocatalytiques passifs, notamment pour évaluer de manière plus réaliste les chargements en température sur les équipements nécessaires à la gestion de l'accident grave

B. Suivi en exploitation du système d'évacuation ultime de la chaleur du bâtiment du réacteur (EVU)

Le rôle principal du circuit d'évacuation ultime de la chaleur du bâtiment du réacteur (EVU) est d'évacuer la puissance résiduelle hors de l'enceinte en cas d'accident grave. Le rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3 transmis dans le DMES indique que ce circuit « *permet de noyer et de refroidir le corium par sa fonction noyage passif, ce qui entraîne une forte production de vapeur. Afin de limiter la montée en pression dans l'enceinte, l'EVU est utilisé en mode aspersion. Dans ces situations d'accident grave, deux files EVU en mode aspersion sont requises sur le court terme (temps inférieur à 15 jours après l'initiateur d'accident). À long terme (temps supérieur à 15 jours), une seule file EVU est nécessaire pour évacuer la puissance et maintenir des conditions de pression et température conformes avec l'intégrité de l'enceinte et le profil de qualification des matériels dans le bâtiment réacteur* ».

Le circuit EVU constitue une extension de la troisième barrière de confinement pour les conditions de fonctionnement en accident grave. Conformément à la section B.2.3.5 des directives techniques citées en référence [1] : « *il est souligné qu'un système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement avec une recirculation de fluide radioactif en dehors de cette enceinte implique de traiter les défaillances possibles des tuyauteries correspondantes et les conséquences radiologiques associées* », la section 6.2.7 du rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3 indique qu' « *une attention appropriée doit être portée aux fuites possibles du système [EVU], notamment aux sujets suivants :*

- *la conception de la double enveloppe de la partie non isolable de la ligne d'aspiration du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement ainsi que la surveillance de cette ligne et de cette double enveloppe, en tenant compte des possibles effets de corrosion ;*
- *la conception des parties du système d'évacuation de la chaleur de l'enceinte de confinement qui sont installées en dehors de cette enceinte et des locaux dédiés correspondants, en relation avec la fiabilité des dispositifs de détection de fuite et d'isolement d'un train défectueux »*

Vous indiquez, dans le rapport de sûreté, que la conception du circuit EVU contribue au respect de cet objectif, notamment sur les points suivants :

- la prise en compte des fuites potentielles lors d'un accident grave ;
- la possibilité de réinjecter les effluents et de rincer les tuyauteries pour permettre des actions localement en cas d'accident grave.

Vous précisez néanmoins que seules les fuites goutte à goutte survenant au-delà de 15 jours après l'accident (lorsque la température de l'EVU est inférieure à 100 °C) sont prises en compte et non pas les fuites qui pourraient entraîner une pressurisation du local EVU où se situe la fuite.

À l'appui de cette hypothèse, vous précisez que les matériels de la chaîne principale situés en dehors de l'enceinte ont fait l'objet de précautions particulières. Ainsi, votre choix technologique des composants du circuit EVU s'est porté sur :

- des vannes à soufflets ou à reprise de fuite ;
- des échangeurs de chaleur tubulaires ;
- une pompe à double garniture mécanique avec un système d'injection aux joints pour en assurer l'étanchéité.

Vous indiquez que, en complément des dispositions de conception et de fabrication, les actions de surveillance et de maintenance en exploitation, notamment du fait de la bonne formation des intervenants et de la qualité des instructions de maintenance sur les liaisons bridées et sur les joints, permettront de garantir le caractère hautement improbable d'une fuite d'eau contaminée du circuit EVU à court terme (dans les quinze premiers jours de l'accident).

Votre note citée en référence [14] indique que les circuits constituant une extension de la troisième barrière de confinement pour les conditions de fonctionnement de catégories 3 et 4 des situations de dimensionnement de référence (PCC) ou les conditions de fonctionnement du domaine complémentaire

doivent respecter une hypothèse conventionnelle portant sur les fuites en exploitation, globalement estimées à 7 litres par minute, supposées persister après une demi-heure.

L'ASN note que le maintien de l'état du circuit EVU en conformité avec la démonstration de sûreté nucléaire dépendra très fortement de la qualité des actions de surveillance et de maintenance effectuées par le personnel ainsi que de la pertinence des programmes de suivi et de remplacement des équipements tout au long de l'exploitation du réacteur. Ce maintien en état sera notamment examiné lors des futurs réexamens périodiques associés aux visites décennales du réacteur EPR de Flamanville 3.

L'expérience d'exploitation des réacteurs nucléaires montre, en effet, qu'un nombre important d'événements et d'écarts ont une origine organisationnelle ou humaine (formation, suivi des prestataires, erreur humaine, défauts de processus...). Des dérives possibles des fréquences des contrôles et des remplacements d'équipements du fait des évolutions de l'environnement industriel (obsolescence, changement de fournisseur...) ne peuvent être exclues pendant la durée de fonctionnement que vous prévoyez pour ce réacteur.

Il est également établi qu'aucun essai périodique ne reproduira le mode et les conditions réelles de fonctionnement de l'EVU dans une situation d'accident grave. Les chocs thermiques à la mise en service de l'EVU, les phénomènes de dilatation, les effets de l'irradiation au niveau des joints, qui sont autant de phénomènes physiques susceptibles de remettre en cause l'étanchéité du circuit, et qui ne pourront pas être reproduits lors de ces essais, restent difficiles à appréhender au stade de la conception.

Compte tenu de ce qui précède, l'ASN juge insuffisante votre démonstration d'une absence totale de fuite sur les deux files du circuit EVU durant les quinze premiers jours de sa mise en service à la suite d'un accident grave et d'une absence de fuite plus importante qu'un simple « goutte à goutte » après quinze jours.

Demande B1 : L'ASN vous demande, à l'occasion de la mise à jour de votre dossier de demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville 3, de définir des dispositions de suivi en exploitation du circuit EVU de nature à minimiser le risque de fuite de ce circuit dès sa mise en service en cas d'accident grave.

Demande B2 : L'ASN vous demande, à l'occasion de la mise à jour de votre dossier de demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville 3, de tenir compte des fuites possibles du circuit EVU pour l'estimation des conséquences radiologiques des situations d'accident grave.

C. Stratégie de gestion ultime des situations de perte totale de longue durée des sources électriques ou de refroidissement

La stratégie de gestion des situations de perte des alimentations électriques de longue durée en cas d'accident grave que vous présentez dans la note citée en référence [9] repose sur les délais disponibles avant l'apparition d'un endommagement significatif de l'enceinte de confinement par surpression, ce qui vous conduit à prévoir une gestion en deux temps :

- dans un premier temps, la mise en œuvre dans un délai de 48 h après la perte totale des alimentations électriques (PTAE) d'un dispositif mobile et indépendant, acheminé sur le site par la force d'action rapide nucléaire (FARN), permettant un appoint en eau dans l'enceinte de confinement à partir du bassin du circuit SEA⁹ via les buses d'aspersion du circuit EVU. L'objectif visé est de diminuer transitoirement la pression dans l'enceinte de confinement dans l'objectif de fournir un délai complémentaire nécessaire à la restauration d'une alimentation électrique et d'une source froide afin de rétablir les fonctions du circuit EVU ;
- puis, dans un délai de cinq jours après la PTAE, l'acheminement par la FARN sur le site d'un moyen mobile d'alimentation électrique de puissance importante si aucun diesel du site ne peut être récupéré. La mise en œuvre de ce moyen a pour but de réalimenter l'aspersion EVU et la chaîne de refroidissement EVU/SRU¹⁰ raccordée à l'ouvrage de rejet.

Ces délais disponibles avant apparition d'un endommagement significatif s'appuient sur une courbe de fragilité de l'enceinte de confinement qui prévoit une tenue mécanique et une absence de dégradation significative de l'étanchéité de l'enceinte pour des pressions bien supérieures à sa pression de dimensionnement.

Vous indiquez ainsi dans votre lettre en référence [15] que, 48 h après la PTAE, sans mise en œuvre de moyens complémentaires et sans restauration de source électrique ou de refroidissement, la pression dans l'enceinte de confinement est de 9 bar absolus, ce qui n'amène, selon vous, aucun endommagement significatif de l'enceinte de confinement.

D'après votre courbe de fragilité de l'enceinte de confinement du réacteur EPR de Flamanville 3, la perte potentielle de l'intégrité de l'enceinte survient environ trois jours après la PTAE dans l'hypothèse de l'absence de restauration de source électrique ou de refroidissement et sans mise en œuvre de moyens complémentaires, la pression dans l'enceinte de confinement ayant alors atteint 12 bar absolus.

Vous avez réalisé des essais de comportement et d'étanchéité de traversées mécaniques de l'enceinte de confinement en conditions accidentelles au-delà de leur profil de qualification jusqu'à une pression de 8,5 bar absolus avec une température de 165 °C. Ces essais ont montré une bonne tenue de ces traversées. Ces essais n'ont cependant pas été réalisés avec le niveau d'irradiation associé à la qualification des équipements aux accidents graves et ils ne peuvent en conséquence pas permettre de conclure sur une quelconque étanchéité de ces organes en situation de dépassement du profil de qualification aux accidents graves en pression et en température.

Par ailleurs, vous avez indiqué que des essais de qualification réalisés à une pression de 8,5 bar absolus et une température de 165 °C ont montré que les traversées électriques à haute tension et basse tension restaient étanches. Toutefois, vous ajoutez que ces traversées électriques sont « *potentiellement aptes à maintenir leur fonction électrique mais [que vous] ne dispose[z] pas d'élément permettant de le démontrer* ».

L'ASN constate que l'étanchéité de l'ensemble des traversées de l'enceinte et le maintien de la fonctionnalité des traversées électriques et des chaînes d'instrumentation associées ne sont pas garantis dans ces conditions.

En conclusion, l'ASN considère qu'il convient de prendre en compte les situations de perte totale et de longue durée des sources électriques ou des sources froides de façon à éviter une montée en pression et température excessive de l'enceinte de confinement.

⁹ SEA : système d'eau à déminéraliser dont le bassin est situé sur la falaise du site.

¹⁰ SRU : système de réfrigération ultime, dédié au système EVU, constitué de deux files identiques qui assurent le refroidissement des échangeurs EVU/SRU.

Demande C : L'ASN vous demande de définir, à l'occasion de la mise à jour de votre dossier de demande d'autorisation de mise en service du réacteur EPR de Flamanville 3, une stratégie de gestion ultime des situations de perte totale de longue durée des sources électriques ou de refroidissement permettant de respecter la pression et la température de vérification de l'enceinte tout en limitant le dépassement des profils de qualification des matériels nécessaires à la gestion de ces situations.

OBSERVATIONS DE L'ASN

D. Rétention temporaire du corium dans le puits de cuve

Lors d'un accident grave, le réflecteur lourd du réacteur EPR influence la relocalisation du corium, pendant la dégradation du cœur en cuve, en le maintenant dans la partie active du cœur. Cette situation conduit à la formation d'un bain de corium pouvant recouvrir, de manière transitoire, la plaque support du cœur.

Vous apportez dans le rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3 la justification du fait que le corium traverse le réflecteur lourd avant que la plaque support inférieure du cœur ne cède. Les débris de corium en provenance du cœur forment alors un bain de corium au fond de la cuve. Vous indiquez que cette situation conduit à une rupture locale du fond de la cuve qui survient au niveau de l'interface entre la partie du corium formée d'oxydes et la couche métallique composant le bain de corium.

Cette rupture entraîne le déversement d'une partie du corium hors de la cuve (« première coulée » de corium hors de la cuve), ce qui marque le début de l'interaction corium/béton (ICB) dans le puits de cuve.

La phase de dégradation en cuve se poursuit avec la relocalisation ultérieure, dans le puits de cuve, du corium resté en cuve et de la partie rompue de la cuve qui sont alors incorporés au mélange corium/béton (« seconde coulée » de corium).

La prescription [INB167-29] de la décision de l'ASN citée en référence [4], applicable au réacteur EPR de Flamanville 3, demande que le dispositif permettant la récupération et le refroidissement sur le long terme de la matière radioactive fondue (corium) présente, entre autres, la caractéristique suivante : « *la rétention temporaire du corium dans le puits de cuve à partir du percement de la cuve permet d'attendre la fin du déversement du corium avant l'ouverture du canal de transfert vers la chambre d'étalement* ».

Vous avez mis en œuvre une méthode pour démontrer de manière conservatrice l'accumulation de corium dans le puits de cuve, en utilisant des séquences génériques de déversement de corium. Ceci vous a amené à réaliser une étude paramétrique portant sur la quantité de corium déversée dans le puits de cuve lors de la première coulée en prenant l'hypothèse que l'énergie issue du rayonnement thermique de la surface du corium en cours d'ICB mène à la rupture du fond de la cuve lorsque celui-ci atteint une température limite définie.

À la rupture, les fractions du bain de corium encore présentes en cuve sous forme d'oxyde ou de métal se relocalisent dans le puits de cuve. Votre séquence générique de déversement du corium se compose de deux coulées distinctes :

- la première coulée amorce la phase d'ICB ;
- la seconde, qui comprend le reste du corium en cuve et le fond de la cuve, complète le déversement.

La prise en compte de plusieurs instants pour la première coulée de corium vous permet d'étudier l'influence du niveau de la puissance résiduelle du cœur sur l'instant de la seconde coulée de corium et sur la durée de rétention temporaire du corium dans le puits de cuve.

Vous tenez également compte, dans votre étude, de différentes compositions pour le corium de la première coulée (composée majoritairement d'oxydes ou avec une fraction importante de métal) et de

différentes configurations du bain de corium lors de l'ICB (bain homogène ou stratification des couches oxydes et métalliques).

Les résultats de votre étude, exposés dans le RDS, montrent que la vitesse de progression du front de l'ICB vers la trappe fusible du puits de cuve augmente avec la quantité de corium présente dans le fond du puits de cuve. Dans tous les cas, l'énergie transmise par rayonnement vers le reste du fond de cuve permet de collecter la masse restante. Selon les analyses que vous présentez, tout le corium est collecté dans le puits de cuve avant que le bain de corium n'atteigne la trappe fusible, indépendamment du scénario accidentel amenant initialement à la fusion du cœur, ce qui répond à la prescription de l'ASN.

L'ASN note néanmoins que vous n'avez pas pris en compte, dans votre étude paramétrique, une composition de corium correspondant à une couche métallique dense au fond de la cuve avant la première coulée. Cette configuration a notamment été observée lors d'essais réalisés dans le cadre du programme expérimental international MASCA.

Observation D : La possibilité de formation d'une couche métallique dense contenant de l'uranium lors de la dégradation du cœur en cuve ne pouvant pas être écartée sur la base des connaissances actuelles, l'ASN considère que vous devriez prendre en compte ce phénomène dans les futures études relatives aux coulées de corium hors de la cuve du réacteur.

E. Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur

Les directives techniques citées en référence [1] stipulent au chapitre A.1.4 « Démonstration de sûreté » que « *pour ce qui concerne les accidents avec fusion du cœur à basse pression, étant donné le large éventail de conditions accidentelles possibles dans les situations d'accident grave, le respect des objectifs généraux de sûreté énoncés dans la section A.1.1 doit être démontré par le calcul des conséquences radiologiques de différentes séquences représentatives qui doivent être précisément définies en fonction de la conception de la tranche* ».

Le chapitre A.1.1 « Objectifs généraux de sûreté » des directives techniques spécifie que « *les séquences avec fusion du cœur à basse pression doivent être traitées de telle sorte que les rejets maximaux concevables associés ne nécessitent que des mesures de protection des populations très limitées en termes d'étendue et de durée. Ceci se traduirait par l'absence de relogement permanent, l'absence de nécessité d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat de la tranche, une mise à l'abri limitée, l'absence de restrictions à long terme de la consommation des produits alimentaires* ».

Vous avez évalué les conséquences radiologiques des situations d'accident grave pour lesquelles l'ensemble des dispositions de limitation des conséquences d'un accident grave (dispositions RRC-B) sont disponibles et l'intégrité de l'enceinte de confinement est maintenue à partir d'un terme source de référence enveloppe des rejets dans l'environnement pour ces situations.

Vous avez évalué ce terme source de référence en mettant en œuvre une approche de découplage avec des hypothèses simplifiées, mais pénalisantes, des rejets dans l'environnement. Cette approche de découplage ne nécessite pas la définition d'un scénario d'accident grave particulier.

La définition des hypothèses physiques vous a néanmoins conduit à considérer deux cinétiques d'accident, une rapide et une lente. L'ensemble des hypothèses que vous avez prises en compte et les résultats que vous avez obtenus font l'objet du chapitre 19.2.3 « Aspects radiologiques des accidents de fusion du cœur » du rapport de sûreté.

Cette méthode retenue pour le réacteur EPR de Flamanville 3 est analogue à celle que vous avez déjà retenue dans le cadre de la réévaluation des termes sources de référence « S3¹¹ » des réacteurs de 900 MWe et de 1300 MWe.

Vous avez précisé, dans le courrier en référence [18], que les situations d'accident qui ne sont pas couvertes par le terme source de référence sont analysées au moyen de l'EPS de niveau 2 qui permet notamment d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets hors de l'enceinte de confinement et de vérifier que ces situations :

- sont soit « pratiquement éliminées » ;
- ou font partie du « risque résiduel » considéré comme acceptable ;
- ou ont des conséquences radiologiques inférieures à 50 mSv à 500 m du point de rejet et à sept jours.

Observation E : Conformément aux articles 3.7 et 3.3 de l'arrêté du 7 février 2012 modifié, l'ASN considère que, pour ce qui concerne les accidents graves, l'étude de dimensionnement du plan d'urgence interne devrait renvoyer, non seulement au chapitre du rapport de sûreté présentant les conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur, mais également aux évaluations des conséquences radiologiques réalisées dans le cadre de l'EPS de niveau 2.

F. Débit d'extraction du système EDE pris en compte dans le calcul des conséquences radiologiques

Le rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3 indique que le système de mise en dépression de l'espace entre enceintes (EDE) doit assurer le confinement des substances radioactives vis-à-vis de la troisième barrière de confinement en conditions de fonctionnement de référence, en conditions de fonctionnement avec défaillances multiples et en situation d'accident grave entraînant un dégagement de substances radioactives dans l'enceinte de confinement du réacteur.

Le système EDE doit assurer une dépression suffisante dans l'espace entre enceintes pour collecter les fuites de l'enceinte interne, y compris les fuites collectées par le système d'étanchéité et de contrôle des fuites de l'enceinte (EPP) dans les situations PCC, RRC-A ou d'accident grave.

En particulier, ce niveau de dépression doit être tel qu'en cas de défaillance du système EDE causée par un manque de tension électrique généralisé (MDTG) ou une perte totale des alimentations électriques (PTAE), la dépression reste supérieure à la valeur requise jusqu'au redémarrage du système EDE.

Les hypothèses de dimensionnement du système EDE vis-à-vis du maintien en dépression de l'espace entre enceintes présentées dans le rapport de sûreté du réacteur EPR de Flamanville 3 sont les suivantes :

- une dépression minimale à maintenir de 6,2 mbar dans l'espace entre enceintes pour les situations PCC et RRC-A ;
- une dépression minimale à maintenir de 1,85 mbar dans l'espace entre enceintes au cours d'un accident grave. Cette valeur minimale de dépression est prise en compte pour la définition de la période de grâce ;
- une dépression minimale de 14,60 mbar en régime normal. Cette valeur absolue de dépression est supérieure à celle requise pendant un accident, car cette dépression initiale doit permettre de conserver une dépression minimale de 6,20 mbar dans l'espace entre enceintes en situation PCC et RRC-A, et de 1,85 mbar en situation d'accident grave.

¹¹ Le terme-source S3 correspond à des accidents conduisant à des rejets indirects, du fait de l'existence de voies de transfert avec rétention entre l'enceinte de confinement et l'atmosphère extérieure.

Le rapport de sûreté définit une « période de grâce » comme la durée pendant laquelle la pression passe de la valeur initiale à la valeur de 1,85 mbar dans l'espace entre enceintes en cas d'arrêt de tous les ventilateurs. La durée de cette période de grâce, qui permet notamment de bénéficier du temps de décroissance des éléments radioactifs, est de 1h45 quelle que soit la situation accidentelle considérée.

Les calculs réalisés par l'appui technique de l'ASN montrent que la valeur de dépression à garantir dans l'espace entre enceintes en régime normal devrait être notablement supérieure à 14,6 mbar (plutôt de l'ordre de 30 mbar) pour que, dans les situations RRC-A de MDTG, la pression respecte l'exigence de 6,2 mbar, en retenant la période de grâce de 1h45.

Vous avez indiqué lors de l'instruction que, dans le cas particulier de cette situation accidentelle, vous supposiez que le système EDE était réalimenté par les diesels SBO une heure après le début du MDTG. Avec cette hypothèse complémentaire, qui ne figure pas dans le rapport de sûreté, la valeur de dépression de 6,2 mbar reste bien garantie pour cette situation RRC-A.

Observation F : L'ASN considère que vous devriez mettre en cohérence, dans le rapport de sûreté, les exigences relatives au fonctionnement du système EDE (notamment sa période de grâce et les dépressions minimales à assurer) et celles relatives au fonctionnement des groupes électrogènes « SBO » (notamment leur temps de démarrage et les actionneurs alimentés). Vous adapterez en conséquence les exigences définies de ces différents matériels et vous assurerez de leur bonne prise en compte par vos fournisseurs. Vous vérifierez également l'impact de ces modifications sur l'évaluation des conséquences radiologiques en cas d'accident grave.