

Référence courrier :
CODEP-DCN-2022-000945

Monsieur le Directeur
Division Production Nucléaire
EDF
Site Cap Ampère – 1 place Pleyel
93 282 SAINT-DENIS CEDEX

Montrouge, le 27 juin 2022

Objet :

Réacteurs électronucléaires - EDF

Clôture de la phase générique du deuxième réexamen périodique des réacteurs de 1450 MWe (type N4)

Références :

Cf annexes 2 et 3

Monsieur le Directeur,

Vous avez engagé il y a plusieurs années le deuxième réexamen périodique de vos réacteurs nucléaires de 1450 MWe, dits N4. Conformément à l'article L. 593-18 du code de l'environnement, ce réexamen doit permettre de vérifier la conformité de ces réacteurs à leur référentiel de sûreté et d'actualiser l'appréciation des risques et inconvénients qu'ils présentent pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 de ce même code, à savoir la sécurité, la santé et la salubrité publiques, ainsi que la protection de la nature et de l'environnement, en tenant compte notamment de l'état des installations, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires.

Comme pour les autres réexamens périodiques, afin de tirer parti du caractère standardisé de vos réacteurs, vous effectuez ce réexamen en deux temps :

- une phase de réexamen dite « générique », qui porte sur les sujets communs à l'ensemble des réacteurs de type N4 ;
- une phase de réexamen dite « spécifique », qui porte sur chaque réacteur individuellement, et qui s'échelonne jusqu'en 2023.

*
* *

Vous avez fixé des objectifs pour ce réexamen périodique, que l'ASN vous a demandé de compléter en 2015 [22]. Votre programme d'études [1] était articulé autour des thématiques suivantes :

- la conformité des installations ;
- les études des conditions de fonctionnement et des conséquences radiologiques ;
- la conception des systèmes et des ouvrages de génie civil ;
- le développement des études probabilistes de sûreté ;
- les agressions internes et externes.

L'ASN a instruit les études que vous avez transmises dans le cadre de la phase générique avec l'appui de l'IRSN et du groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires.

Vous avez transmis en novembre 2017 une note de réponse aux objectifs [2], qui présente les conclusions de vos études ainsi que les actions que vous avez engagées et les dispositions que vous prévoyez de mettre en œuvre dans le cadre du deuxième réexamen périodique de chacun des réacteurs de type N4.

L'ASN souligne le travail conséquent que vous avez effectué dans le cadre de la phase générique de ce réexamen périodique et les modifications que vous avez prévues, dont la mise en œuvre apportera des améliorations significatives à la sûreté de ces réacteurs.

L'ASN considère que les dispositions que vous avez prévues, complétées par les réponses à ses demandes, permettront d'améliorer sensiblement le niveau de sûreté des réacteurs de type N4, notamment :

- en vérifiant la conformité des réacteurs à leur référentiel ;
- en améliorant la prise en compte des agressions d'origine interne ou externe. Les réacteurs pourront ainsi faire face à des agressions plus sévères que celles retenues jusqu'alors ;
- en limitant les conséquences radiologiques des accidents sans fusion du cœur ;
- en vérifiant que le risque de découverture des assemblages de combustible dans la piscine d'entreposage est suffisamment faible ;
- en réduisant les conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur et les risques de rejets précoces et importants.

Sous réserve des réponses que vous apporterez à ses demandes, l'ASN n'identifie pas d'élément, issu de la phase générique du réexamen, mettant en cause votre capacité à poursuivre le fonctionnement des réacteurs de type N4 jusqu'à leur troisième réexamen périodique.

*
* *

Par les courriers mentionnés en annexe 3, l'ASN a déjà formulé des demandes portant sur certains des thèmes couverts par ce réexamen périodique. Vous trouverez en annexe 1 les demandes de l'ASN issues des dernières instructions menées dans le cadre de la phase générique. Ces demandes concernent :

- le confinement ;
- les risques liés à certaines agressions ;
- la réévaluation des conditions de fonctionnement ;
- la sûreté de la piscine d'entreposage du combustible ;
- les études probabilistes de sûreté ;
- les accidents graves ;
- la sûreté du bâtiment de traitement des effluents.

Par ailleurs, à l'occasion de la visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, les examens non destructifs que vous avez réalisés ont mis en évidence la présence de fissurations par corrosion sous contrainte sur plusieurs soudures des tuyauteries auxiliaires du circuit primaire principal. Des défauts de même type ont été mis en évidence dans d'autres réacteurs, notamment ceux de la centrale nucléaire de Chooz. Ce sujet fait l'objet d'instructions spécifiques.

*
* *

Conformément à l'article R. 593-62 du code de l'environnement, l'obligation de réexamen périodique est réputée satisfaite pour un réacteur lorsque vous remettez le rapport de conclusion de son réexamen. Ce rapport doit inclure notamment les dispositions que vous envisagez de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 de ce même code. Vous avez déjà remis ces rapports pour les réacteurs de la centrale nucléaire de Chooz et pour le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux, le rapport du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Civaux devant l'être avant le 27 mars 2023.

Pour chaque réacteur, l'ASN transmettra au ministre chargé de la sûreté nucléaire son analyse du rapport de conclusion de réexamen, et, si nécessaire, imposera de nouvelles prescriptions fixant les conditions à satisfaire pour la poursuite de son fonctionnement.

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

Le directeur général,

Olivier GUPTA

Demandes de l'ASN

A. BILAN DE L'ETAT DU CONFINEMENT.....	6
B. REEVALUATION DES RISQUES ASSOCIES AUX AGRESSIONS.....	8
B.1. RISQUES ASSOCIES AU SEISME	8
B.2. RISQUES ASSOCIES AUX « GRANDS CHAUDS »	9
B.3. RISQUES ASSOCIES AUX EXPLOSIONS INTERNES AUX INSTALLATIONS.....	12
B.4. RISQUES ASSOCIES A L'ENVIRONNEMENT INDUSTRIEL ET AUX TRANSPORTS DE MARCHANDISES DANGEREUSES	14
C. REEVALUATION DES CONDITIONS DE FONCTIONNEMENT.....	15
D. REEVALUATION DE LA SURETE DE LA PISCINE D'ENTREPOSAGE DU COMBUSTIBLE.....	16
E. REEVALUATION DE LA CONDUITE DES TRANSITOIRES ACCIDENTELS.....	16
F. REEVALUATION DES MOYENS DE LIMITATION DES CONSEQUENCES DES ACCIDENTS GRAVES.....	19
G. REEVALUATION DE LA SURETE DES BATIMENTS DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS.....	20

A. Bilan de l'état du confinement

L'arrêté du 7 février 2012 [3] définit un élément important pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement (EIP) comme « *[une] structure, [un] équipement, [un] système (programmé ou non), [un] matériel, [un] composant, ou [un] logiciel présent dans une installation nucléaire de base ou placé sous la responsabilité de l'exploitant, assurant une fonction nécessaire à la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement ou contrôlant que cette fonction est assurée* ».

EDF n'a pas identifié comme EIP le système de surveillance en exploitation du taux de fuite de l'enceinte, dit « SEXTEN ». Le SEXTEN participe pourtant au contrôle de la fonction de sûreté associée au confinement et permet de détecter une dégradation qui surviendrait pendant le fonctionnement du réacteur. Il s'agit à ce titre d'un EIP, pour lequel EDF doit donc définir des exigences définies.

Demande n° 1 : Je vous demande d'établir les exigences définies du système de surveillance en exploitation du taux de fuite de l'enceinte dit « SEXTEN », qui constitue un élément important pour la protection, au plus tard au 31 décembre 2023. Ces exigences permettront notamment de fixer un cadre pérenne aux dispositions à prendre lorsque les mesures du SEXTEN ne sont pas exploitables ou ne sont pas disponibles (en raison par exemple d'un capteur défaillant).

L'ASN considère qu'EDF doit compléter ses programmes de maintenance en intégrant des contrôles des portes et trémies ayant un requis de confinement et des contrôles permettant de détecter une inétanchéité au niveau des parois des bâtiments périphériques. En particulier, EDF doit s'assurer, lors des contrôles des parois, que les défauts identifiés n'affectent pas les exigences associées au confinement.

Demande n° 2 : Je vous demande de compléter, au regard des exigences de confinement, les dispositions de contrôle, de caractérisation et, le cas échéant, de traitement des défauts, pour tous les équipements, y compris les parois, participant au confinement statique des bâtiments périphériques des réacteurs de type N4. Vous réaliserez, pour chaque réacteur, les premiers contrôles complémentaires correspondants au plus tard le 31 décembre 2024.

Pour ce qui concerne la principale traversée de l'enceinte, correspondant au tampon d'accès matériel (TAM), l'ASN considère qu'EDF n'a pas apporté les justifications permettant de garantir son étanchéité durant certaines phases d'arrêt des réacteurs lors desquelles des ouvertures et fermetures sont pratiquées, lorsque cette étanchéité est requise par les règles générales d'exploitation.

Demande n° 3 : Je vous demande de réaliser pour chaque réacteur, sur au moins deux campagnes d'arrêt, un essai de requalification de l'étanchéité du tampon d'accès matériel à chaque fermeture intermédiaire de celui-ci, lorsque son étanchéité est requise au titre des spécifications techniques d'exploitation, en complément de l'essai réalisé en fin d'arrêt. Je vous demande d'en tirer les

enseignements, au plus tard le 31 décembre 2026 pour une éventuelle pérennisation de ces essais.

Pour les réacteurs de 1300 MWe, EDF a déployé une modification visant à réduire le risque d'endommagement des joints inter-viroles du TAM situés au niveau de l'espace entre enceintes, notamment lors des phases d'inspection du parement réalisées à l'occasion des épreuves de l'enceinte. EDF tire actuellement le retour d'expérience de cette modification. L'ASN considère qu'une modification visant à réduire le risque d'endommagement des joints inter-viroles du TAM doit être mise en œuvre pour les réacteurs de type N4, prenant en compte ce retour d'expérience.

Demande n° 4 : Je vous demande d'améliorer la prévention du risque d'endommagement des joints inter-viroles du TAM des réacteurs de type N4, en prenant en compte le retour d'expérience de la modification déployée sur les réacteurs de 1300 MWe. Je vous demande de me transmettre avant le 31 décembre 2023 un calendrier de déploiement de la modification correspondante.

Les premières vannes d'isolement des tuyauteries d'aspiration de l'eau des puisards situés au fond du bâtiment du réacteur sont localisées à l'extérieur de ce bâtiment. Les tronçons de chacune de ces tuyauteries des circuits d'injection de sécurité (RIS) et d'aspersion d'eau dans l'enceinte (EAS) situés en amont de leur vanne d'isolement constituent ainsi des points singuliers avec un risque de bipasse du confinement et sont donc conçus avec une double enveloppe³.

De l'eau a parfois été détectée dans les doubles enveloppes de certains réacteurs de 900 MWe et 1300 MWe, sans que son origine n'ait pu être identifiée. La présence de cette eau est susceptible de conduire à la corrosion des doubles enveloppes et d'entraîner leur percement, ce qui pourrait conduire à une rupture du confinement. Dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe (RP4 900), EDF s'est engagée [4] à transmettre une étude visant à démontrer l'intégrité de la double enveloppe des circuits d'injection de secours et d'aspersion de l'enceinte en situation accidentelle. L'ASN considère qu'une étude similaire doit être fournie pour les réacteurs de type N4.

Demande n° 5 : Je vous demande de me transmettre, au plus tard le 31 décembre 2022, une étude démontrant l'intégrité de la double enveloppe des circuits d'injection de secours (RIS) et d'aspersion de l'enceinte (EAS) en situation accidentelle pour les réacteurs de type N4.

Dans certaines situations d'accident avec fusion du cœur (accident grave) conduisant à une augmentation rapide de la température dans l'enceinte interne, une fissuration partielle de l'extrados du dôme pourrait

³ Le tronçon de chaque tuyauterie des circuits RIS et EAS situé à l'aspiration des puisards du bâtiment du réacteur permet en situation accidentelle la recirculation de l'eau borée au sein de l'enceinte et de ralentir la montée en pression dans l'enceinte avant que celle-ci ne soit trop importante et nécessite une dépressurisation induisant des rejets dans l'environnement.

apparaître sur les réacteurs de type N4. Pour prévenir le risque de dégradation du confinement de l'enceinte associé à ce phénomène, EDF prévoit de poser un revêtement d'étanchéité sur la partie centrale des dômes des enceintes. Le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Civaux est traité lors de sa deuxième visite décennale. Pour les autres réacteurs, l'ASN considère que les échéances prévues par EDF sont trop lointaines :

- pour le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Chooz d'ici le 31 décembre 2029 ;
- pour le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Chooz et le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Civaux, d'ici le 31 décembre 2030.

Demande n° 6 : Je vous demande de me transmettre avant le 30 juin 2023 un calendrier plus ambitieux.

B. Réévaluation des risques associés aux agressions

B.1. Risques associés au séisme

Dans le cadre de la démarche de vérification du génie civil menée lors du réexamen, EDF a réalisé une évaluation du risque d'agression des bâtiments importants pour la sûreté par la salle des machines des réacteurs de la centrale nucléaire de Civaux en cas de séisme [5]. Cette évaluation identifiait initialement quelques insuffisances structurelles au niveau des charpentes métalliques nécessitant la réalisation de quelques modifications mineures. EDF a actualisé récemment cette étude [6], qui ne conclut plus à la nécessité de travaux. L'ASN relève que ces études s'appuient sur des taux d'amortissement pour les structures en charpente métallique et les structures en béton armé qui ne sont pas cohérents avec les préconisations du guide de l'ASN [7], qui prévoit un taux d'amortissement conventionnel de 7 % pour les ouvrages en béton armé et pour les charpentes métalliques boulonnées.

Demande n° 7 : Je vous demande de réévaluer l'agression de bâtiments importants pour la sûreté par la salle des machines de chaque réacteur de la centrale nucléaire de Civaux en cas de séisme, en prenant en compte un taux d'amortissement conventionnel de 7 % pour l'infrastructure en béton et la superstructure en charpente métallique comme préconisé par le guide de l'ASN [7], au plus tard lors de la remise du rapport de conclusion de réexamen du réacteur n° 2 de la centrale. A défaut et sous la même échéance, je vous demande de justifier le caractère conservatif de l'approche retenue et des résultats présentés dans la note [6] et d'analyser la sensibilité au taux d'amortissement.

L'ASN considère que l'efficacité des dispositions, mises en place par EDF pour prévenir le risque d'épandage d'huile hors des rétentions des transformateurs et ainsi éviter la propagation d'un incendie, doit être évaluée au regard de l'incendie du transformateur survenu dans la centrale nucléaire de Paluel en 2010. En effet un écoulement d'huile important s'était produit en dehors de la rétention du transformateur lors de cet incendie.

Demande n° 8 : Je vous demande, pour le 31 décembre 2024, d'évaluer le caractère suffisant des dispositions mises en place pour maîtriser les potentiels écoulements d'huile issus des transformateurs et éviter de propager un incendie, au regard de l'incendie du transformateur survenu dans la centrale nucléaire de Paluel en 2010. Vous identifierez les éventuelles modifications à mettre en œuvre et définirez le calendrier de déploiement associé.

B.2. Risques associés aux « grands chauds »

Dans le cadre de l'instruction relative au quatrième réexamen des réacteurs de 900 MWe, vous vous êtes engagé à reprendre les études thermiques de la démonstration de sûreté correspondant aux situations considérées dans votre référentiel « grands chauds » révisé pour les locaux présentant des enjeux de sûreté importants et de faibles marges en température. Ces nouvelles études visent à justifier l'existence d'une marge, entre la température calculée dans les locaux et la température de disponibilité des équipements requis dans la démonstration de sûreté, suffisante pour couvrir les incertitudes associées aux données d'entrées des études (telles que la puissance dissipée par les équipements, le volume des locaux, les températures d'initialisation) et aux modélisations (telles que la modélisation des batteries froides, le regroupement de locaux, les débits de ventilation par local, les hétérogénéités de température dans les locaux). Si la marge est inférieure à 2 °C, vous identifierez les éventuelles dispositions qui permettraient de la garantir pour les équipements présents dans les locaux électriques et de contrôle commande et ceux abritant :

- les groupes électrogènes de secours à moteur diesel ;
- les pompes du système d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur ;
- les pompes du système de traitement et de réfrigération des piscines d'entreposage du combustible ;
- les batteries de sauvegarde ;
- les pompes d'injection de sécurité haute et basse pression.

Ce travail est également en cours dans le cadre du quatrième réexamen des réacteurs de 1300 MWe.

L'ASN constate qu'un grand nombre de matériels des réacteurs de type N4 présentent également des marges faibles voire nulles entre la température calculée dans le local et la température maximale admissible par le matériel. Des matériels à fort enjeu de sûreté sont en particulier concernés. Par courrier [8], vous vous êtes engagé à reprendre les études thermiques des réacteurs de type N4 dans le cadre de leur troisième réexamen, à l'instar et en cohérence avec les études thermiques des réacteurs de 900 et 1300 MWe.

Demande n° 9 : Conformément à votre engagement, je vous demande de réviser, dans le cadre de la phase générique du troisième réexamen des réacteurs de type N4, les études thermiques de la démonstration de sûreté correspondant aux situations considérées dans votre référentiel « grands

chauds » révisé, dans l'objectif d'apprécier les marges existantes sur la tenue en température des équipements importants pour la sûreté.

Afin de respecter les températures admissibles des matériels importants pour la sûreté localisés dans le hall diesel et les locaux électriques des bâtiments diesels, vous prévoyez d'installer, pour les réacteurs de type N4, un système de brumisation qui permet la pulvérisation, dans les flux d'air entrant dans ces locaux, de fines gouttelettes d'eau provenant d'une bache installée sur le toit des bâtiments diesels (modification PNPP 4513).

L'approche que vous reprenez pour le dimensionnement de cette modification vise à respecter la Tr^4 des équipements présents dans les locaux. L'ASN vous rappelle sa demande [9] de retenir, en redimensionnement, la température Td pour les matériels importants pour la sûreté dont le fonctionnement doit être assuré sur une durée indéfinie pour au moins l'un des accidents retenus dans le cadre du référentiel « grands chauds ».

Cette demande s'applique pour les groupes électrogènes de secours. La Td des équipements nécessaires au bon fonctionnement des diesels doit donc être respectée dans les situations de redimensionnement et tous les matériels permettant d'atteindre cet objectif doivent être classés et bénéficier d'exigences de surveillance en exploitation adéquates.

Demande n° 10 : Je vous demande, pour les locaux des ventilateurs d'extraction DVD, les locaux électriques, les halls diesels et les sous-sols des halls diesels, de rechercher et, le cas échéant, mettre en œuvre, au plus tard le 31 décembre 2024, des dispositions (matérielles et organisationnelles) permettant de respecter, dans les situations de redimensionnement du référentiel « grands chauds », y compris la situation de manque de tension externe (MDTE) d'une durée de dix jours, la Td des équipements qu'ils abritent ou à défaut de garantir une marge suffisante par rapport à leur Tr .

Lors du dimensionnement de la modification PNPP 4513, vous avez réalisé des essais sur maquettes. Des essais de requalification sont actuellement prévus. L'ASN considère qu'ils ne sont pas suffisants pour valider la performance du système de brumisation dans l'ensemble des situations du référentiel « grands chauds » qui le requièrent. Sur ce point, vous vous êtes engagé [8] à réaliser des essais et des mesures complémentaires sur les deux sites de Chooz et de Civaux afin de mieux apprécier la performance réelle de la brumisation dans les configurations de fonctionnement proches de celles du référentiel « grands chauds » (température extérieure élevée, fonctionnement des diesels), ce qui est satisfaisant. Ces essais,

⁴ EDF distingue deux définitions de températures admissibles des matériels :

- la Tr est « la température acceptable par le matériel pour un fonctionnement limité à quelques centaines d'heures par an, et ce, chaque année jusqu'à la fin de vie des réacteurs concernés » ;
- la Td est « la température maximale acceptable par le matériel en régime permanent, tout au long de sa durée de vie. Le régime permanent correspond au fonctionnement normal du matériel ».

qui seront réalisés en 2022, permettront en outre de mieux apprécier les incertitudes liées aux études thermiques.

Demande n° 11 : Je vous demande de réaliser des essais sur site, dans des conditions de fonctionnement représentatives du référentiel « grands chauds » et pour l'ensemble des configurations possibles de fonctionnement, afin d'évaluer la performance globale du système de brumisation. La procédure d'essais devra être transmise à l'ASN avant la réalisation des essais pour qu'elle puisse évaluer leur représentativité.

EDF a mis en œuvre une démarche spécifique pour prendre en compte le risque associé à une humidité qui pourrait être trop importante dans les locaux du bâtiment diesel à la suite de l'activation de la brumisation, et ainsi remettre en cause la disponibilité des équipements, en particulier électriques. Néanmoins, cette démarche n'apparaît pas suffisante pour conclure à l'absence de risque et EDF s'est engagée [8] à la compléter pour démontrer l'absence de régression en matière de sûreté induit par la modification. L'ASN considère que ces compléments doivent démontrer le respect du critère du code RCC-E de 70 % d'humidité relative et s'appuyer sur des essais réalisés dans des conditions pénalisantes d'un point de vue de l'humidité.

Demande n° 12 : Je vous demande de me transmettre, au plus tard le 31 décembre 2022, une étude justifiant que la brumisation des locaux du bâtiment diesel ne conduira pas à dépasser le critère du code RCC-E de 70 % d'humidité relative. Cette démonstration pourra s'appuyer sur des essais réalisés dans des situations pénalisantes vis-à-vis de l'humidité relative dans les locaux. La procédure d'essais devra être transmise à l'ASN avant la réalisation des essais pour qu'elle puisse évaluer leur représentativité. En cas de dépassement de ce critère, je vous demande de mettre en place des parades permettant de respecter les conditions d'humidité.

EDF n'a pas justifié que la bâche implantée en toiture du bâtiment diesel des réacteurs de type N4 dans le cadre de la modification de brumisation n'est pas susceptible de devenir un projectile pouvant impacter des équipements à fort enjeu de sûreté situés à l'extérieur des bâtiments.

Demande n° 13 : Je vous demande de justifier, au plus tard le 31 décembre 2024, que la bâche implantée en toiture du bâtiment diesel des réacteurs de type N4 dans le cadre de la modification de brumisation n'est pas susceptible d'être un projectile en cas de « grands vents » pouvant aggraver des éléments importants pour la sûreté situés à l'extérieur des bâtiments.

Afin d'assurer des températures dans les locaux de la pince vapeur compatibles avec les températures admissibles des matériels qui y sont abrités, vous prévoyez la modification PNPP 4977 portant sur le conditionnement thermique de ces locaux. Cette modification consiste à créer des ouvertures latérales en partie basse du bâtiment ainsi qu'en toiture afin de permettre une ventilation naturelle. L'ASN

considère que cette modification constitue une amélioration notable de la sûreté des réacteurs de type N4. Toutefois, vous n'avez pas pris en compte dans vos études les effets du rayonnement solaire et du vieillissement des matériels pour dimensionner le débit de ventilation naturelle. Par courrier [8], vous vous êtes engagé à fournir des analyses et des études de sensibilité complémentaires, ce qui est satisfaisant. Néanmoins, l'ASN considère que les résultats de ces études doivent être confortés par la réalisation de mesures sur site.

Demande n° 14 : Je vous demande, afin de démontrer le caractère suffisant de la modification PNPP 4977 portant sur le conditionnement thermique de la pince vapeur des réacteurs de type N4, de compléter, au plus tard le 31 décembre 2024, les études que vous vous êtes engagé à fournir par la réalisation, en période de température extérieure élevée, de mesures de température au plus près des matériels importants pour la sûreté.

B.3. Risques associés aux explosions internes aux installations

Lors des études des risques liés aux expositions internes causées par les circuits hydrogénés, EDF a identifié plusieurs locaux du bâtiment des auxiliaires nucléaires pour lesquels un risque de formation d'atmosphère explosive est avéré en cas de fuite de ces circuits. Pour certains de ces locaux, EDF a mis en place une extraction d'air au niveau des singularités (sorbonnes, modification PNPP 4471) afin de supprimer ce risque. EDF n'a pas identifié ces équipements comme EIP. Ils sont pourtant nécessaires pour prévenir le risque d'explosion interne.

Demande n° 15 : Je vous demande d'établir les exigences définies de ces équipements, qui constituent des éléments importants pour la protection, au plus tard au 31 décembre 2023.

Les articles 3.4 et 3.5 de l'arrêté du 7 février 2012 [3] prévoient que la démonstration de sûreté nucléaire doit présenter la manière dont la fonction de confinement des substances radioactives est assurée, notamment en cas d'explosion interne. L'ASN considère à cet égard que la fonction de confinement assurée par le bâtiment du réacteur ne doit pas être remise en cause en cas d'explosion interne.

Les études fonctionnelles des conséquences des explosions envisagées dans une zone du bâtiment des auxiliaires nucléaires, réalisées de manière simplifiée et conservative, montrent que cette fonction ne serait plus assurée au niveau de quatre traversées REN⁵ malgré la redondance des vannes mise en œuvre à la conception. L'ASN relève qu'en dépit de ces conséquences, EDF ne considère pas les locaux à l'origine d'une telle explosion comme « des locaux à risque majeur de sûreté » et ne met pas en place les dispositions additionnelles prévues par son référentiel pour de tels locaux (notamment l'implantation de matériel ATEX 2G).

⁵ Système d'échantillonnage nucléaire

Demande n° 16 : Je vous demande de considérer comme des locaux « à risque majeur de sûreté », les locaux du bâtiment des auxiliaires nucléaires dans lesquels une explosion remettrait en cause la fonction de confinement assurée par le bâtiment réacteur. Je vous demande de mettre en place les dispositions additionnelles prévues pour ce type de locaux en vue de prévenir l'occurrence d'une explosion, au plus tard cinq ans après la remise du rapport de conclusion de réexamen de chaque réacteur. A défaut je vous demande de démontrer d'ici le 31 décembre 2022 que les conséquences des explosions envisagées dans ces locaux ne remettent pas en cause la fonction de confinement assurée par le bâtiment réacteur.

Les études des risques d'explosion réalisées pour les locaux de charge des batteries ont permis d'évaluer la robustesse des systèmes de ventilation prévenant la formation d'une atmosphère explosive. Pour onze des douze locaux de charge des batteries recensés sur chaque réacteur, la ventilation est assurée par deux systèmes indépendants (un système de soufflage et un système d'extraction) dont chacun assure une ventilation suffisante pour prévenir la formation d'une atmosphère explosive. Pour le douzième local qui ne dispose pas d'une telle redondance, EDF prévoit l'ouverture des portes de ce local pour pallier un défaut du système d'extraction d'air. Des justifications ont été apportées sur l'efficacité de telles dispositions dans le cadre du réexamen périodique RP4 900. L'ASN considère que des justifications similaires doivent être apportées spécifiquement pour ce local des réacteurs de type N4.

Demande n° 17 : Je vous demande de justifier d'ici le 31 décembre 2022 que les actions, prévues pour le local de charge des batteries ne disposant pas de systèmes de ventilation redondants, permettent de prévenir la formation d'une atmosphère explosive en cas de défaillance de son système d'extraction d'air.

L'expertise menée vis-à-vis des risques liés aux explosions internes a montré que certaines justifications, évolutions de méthode ou évolutions de périmètre d'étude devront être prises en compte pour la phase générique du troisième réexamen périodique des réacteurs de type N4. Ces justifications et évolutions portent notamment sur l'identification des locaux à risques potentiels d'explosion, les risques de fuite d'hydrogène sur les singularités des lignes connectées au pressuriseur et les conséquences d'une chute d'un aéronef sur les parcs à gaz.

Demande n° 18 : Je vous demande, pour la phase générique du troisième réexamen périodique des réacteurs de type N4 :

- **de justifier le caractère conservatif de la méthode d'identification des locaux à risques potentiels qui se fonde sur une concentration d'hydrogène moyenne majorée dans les réservoirs et les tuyauteries et non sur la concentration maximale observée, et d'identifier par une étude de sensibilité, basée sur cette méthode mais en prenant en compte la concentration maximale, les éventuels locaux à risques potentiels supplémentaires ;**

- **d'étudier les conséquences d'une fuite d'hydrogène au niveau des singularités démontables des lignes connectées du pressuriseur, causée par une erreur humaine lorsque le réacteur est en arrêt ;**
- **d'étudier les conséquences de la chute d'un aéronef sur les parcs à gaz, dans le cadre des études des risques aériens.**

B.4. Risques associés à l'environnement industriel et aux transports de marchandises dangereuses

La méthodologie employée par EDF pour analyser les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication a fait l'objet de demandes dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe par lettre [11], « *pour la prochaine phase générique des réexamens périodiques de vos réacteurs* », et donc notamment pour le troisième réexamen périodique des réacteurs de type N4.

L'instruction de cette méthodologie a également mis en évidence la nécessité de réviser la probabilité conditionnelle qu'un phénomène dangereux donné, comme un incendie ou une explosion, survienne à la suite d'un accident de transport. En effet, cette probabilité conditionnelle est actuellement déterminée à l'aide d'une base de données non représentative sur le plan statistique (la base utilisée ne garantit pas l'exhaustivité des accidents industriels survenus en France ; elle fournit une sélection de cas illustratifs d'accidents pouvant survenir). Par ailleurs, cette probabilité conditionnelle n'est établie que pour les accidents de transport de matières dangereuses avec perte de confinement.

L'ASN considère enfin nécessaire qu'EDF recense les potentiels de dangers dans un rayon de 10 km autour de chaque centrale nucléaire.

Demande n° 19 : Je vous demande, pour la phase générique du troisième réexamen périodique des réacteurs de type N4, de réviser votre note méthodologique relative aux risques associés à l'environnement industriel et aux voies de communication :

- **en intégrant une réévaluation des probabilités d'accident de transport de matières dangereuses en utilisant des bases de données représentatives sur le plan statistique et, à partir de ces éléments, une réévaluation des probabilités conditionnelles des phénomènes dangereux associés aux accidents de transport de matières dangereuses ayant entraîné une fuite de la matière transportée et une réévaluation des probabilités conditionnelles des phénomènes dangereux associés aux accidents n'ayant pas entraîné de fuite de la matière transportée ;**
- **en retenant des zones de recensement des potentiels de danger de 10 km autour de l'installation nucléaire de base.**

Les notes d'application seront accompagnées, le cas échéant, d'une description des modifications nécessaires pour ramener la probabilité de dégagement inacceptable de substances radioactives à la limite du site à une probabilité inférieure ou égale à 10^{-7} par an et par réacteur, assortie d'un

calendrier de déploiement justifié au regard des enjeux pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement.

C. Réévaluation des conditions de fonctionnement

L'accident de perte de réfrigérant primaire (APRP) est caractérisé par une brèche provoquant une perte de l'inventaire en eau du circuit primaire. Les études d'accidents décrites dans le rapport de sûreté des réacteurs de 900 MWe considèrent des « brèches intermédiaires » (APRP-BI) et sont évaluées à l'aide de la méthode CathSBI⁶ récemment développée par EDF. Cette méthode statistique permet de prendre en compte les exigences du nouveau référentiel d'étude de l'APRP considérant en particulier l'évolution des connaissances sur le comportement du combustible⁷. Elle a été utilisée pour la première fois par EDF dans le cadre du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe en remplacement de la méthode déterministe réaliste (MDR) [12][13].

La méthode CathSBI a fait l'objet d'une instruction de la part de l'ASN, qui a conduit à plusieurs demandes [12]. Compte tenu de l'influence des phénomènes physiques liés au comportement du combustible observés pour les réacteurs de 900 MWe, l'ASN a par ailleurs demandé à EDF (demande D2 de la lettre en référence [12]) d'évaluer l'impact de la prise en compte de ces phénomènes sur la température de gaine calculée dans les études d'APRP pour les réacteurs de 1300 MWe et de type N4, sans attendre les prochains réexamens périodiques.

Pour répondre à cette demande D2 en anticipation du développement de la méthode pour les réacteurs à quatre boucles, EDF a réalisé pour les réacteurs de type N4 une étude d'impact prenant en compte les phénomènes physiques liés au comportement du combustible, modélisés à l'aide de la méthode CathSBI. L'application de la méthode CathSBI aux réacteurs à quatre boucles étant toujours en développement, cette étude préliminaire ne reprend pas l'ensemble des demandes que l'ASN avait formulé à la suite de l'instruction de la méthode CathSBI appliquée aux réacteurs de 900 MWe (lettre [12]).

Au vu des gains potentiels pour la sûreté apportés par certaines modifications des réacteurs de 900 MWe, je considère qu'EDF devrait anticiper les études d'APRP-BI avec la méthode CathSBI par rapport au RP3 N4 et définir les éventuelles modifications ou mesures spécifiques à mettre en œuvre, au regard des enjeux pour la sûreté, en anticipation de ce réexamen.

⁶ CathSBI : Cathare Statistique Brèches Intermédiaires, Cathare étant l'outil de calcul scientifique utilisé pour la simulation de l'accident.

⁷ Prise en compte de phénomènes physiques redoutés tels que le contact entre les crayons, l'éclatement des gaines ou la relocalisation de combustible dans les zones ballonnées éclatées.

Demande n° 20 : Je vous demande d'analyser et de me transmettre les résultats des études d'APRP-BI qui doivent débiter en 2023 et, en fonction de leurs résultats, d'étudier la mise en œuvre, avant les troisièmes visites décennales, de modifications ou de mesures spécifiques.

D. Réévaluation de la sûreté de la piscine d'entreposage du combustible

Dans sa lettre portant sur les orientations du deuxième réexamen périodique des réacteurs de type N4 [22], l'ASN vous a demandé d'évaluer « *en utilisant les règles d'étude du domaine de dimensionnement, le comportement des réacteurs N4 pour les transitoires non pris en compte à leur conception mais retenus pour le réacteur EPR* », précisant que « *ces études devront notamment porter sur les accidents susceptibles de se produire dans les piscines de désactivation* ». Les études que vous avez réalisées pour répondre à cette demande ([14] et [15]) vous ont conduit à identifier des situations transposées des conditions de fonctionnement de référence du réacteur EPR de Flamanville pour lesquelles les objectifs de sûreté ne sont pas atteints avec les règles d'étude du domaine de dimensionnement. Dans ce cas, vous avez vérifié que les objectifs de sûreté sont atteints avec les règles d'étude, moins contraignantes, du domaine complémentaire. Vous n'avez donc pas retenu, dans le cadre du RP2 N4, de dispositions supplémentaires à faire entrer dans la démonstration de sûreté des piscines d'entreposage du combustible au titre de cet exercice de transposition.

L'ASN considère que vous devrez reprendre cet exercice de transposition dans le cadre du RP3 N4 avec une démarche similaire à celle définie à l'issue de l'instruction du RP4 900, notamment en appliquant aux piscines d'entreposage du combustible des réacteurs de type N4 le contenu des prescriptions techniques [PISC-B] et [PISC-C] de la décision de l'ASN en référence [17], ainsi que des demandes B.3.2.b , B.3.2.c et B.3.2.d de la lettre en référence [11].

Demande n° 21 : Je vous demande, pour la phase générique du troisième réexamen périodique des réacteurs de type N4, de reprendre l'exercice de transposition des conditions de fonctionnement de référence du réacteur EPR de Flamanville pour les piscines d'entreposage du combustible, avec la démarche, les règles d'étude et les exigences de sûreté définis à l'issue de l'instruction du RP4 900.

E. Réévaluation de la conduite des transitoires accidentels

En situation de perte totale des alimentations électriques (PTAE) ou de défaillance de cause commune des tableaux électriques de 6,6 kV secourus (DCC-LH) en arrêt à froid pour intervention avec le circuit primaire suffisamment ouvert (API-SO), l'absence d'alimentation électrique conduit à la perte du circuit de refroidissement à l'arrêt et à l'échauffement du circuit primaire puis à l'évaporation de son eau par ses ouvertures. La perte de l'inventaire en eau doit être compensée afin d'éviter le découverture du cœur.

Toutefois, les moyens d'appoint au primaire ne sont pas disponibles du fait de la perte totale des sources électriques. Jusqu'à présent, la conduite définie par EDF pour ce type de transitoire, valorisait un appoint gravitaire au circuit primaire depuis la piscine d'entreposage du combustible puis un appoint depuis une motopompe thermique une fois l'appoint gravitaire devenu inefficace. Cette conduite a fait l'objet de remarques de l'IRSN et d'engagements d'EDF [18] à la suite de l'expertise des études probabilistes de sûreté.

Pour prendre en compte ces remarques, EDF a défini une nouvelle stratégie de conduite pour ces transitoires. Cette nouvelle stratégie priorise le lignage de la motopompe thermique, du fait de l'efficacité limitée de l'appoint gravitaire depuis la piscine d'entreposage du combustible. Toutefois, lorsque la perte des deux tableaux électriques secourus survient en début d'arrêt de réacteur avant le déchargement du combustible et entre 0 à quatre heures après l'initiateur PTAE, la durée de parcours des consignes et de lignage de la pompe thermique étant supérieur au délai de grâce disponible (2h30 de parcours de consigne et de lignage contre 2h14 de délai de grâce), la situation conduit à un risque de fusion du cœur. EDF estime que la probabilité de ces situations est suffisamment faible pour ne pas avoir à prévoir de dispositions supplémentaires pour gérer ces situations.

A ce stade, l'évaluation de l'acceptabilité du risque repose donc uniquement sur la quantification de la fréquence de la situation de perte totale des alimentations électriques et sur le profil de fonctionnement du réacteur retenu dans les évaluations probabilistes.

L'ASN constate qu'EDF a évalué la probabilité de fusion du cœur pour ces transitoires en début d'arrêt de réacteur à $1,5 \cdot 10^{-8}$ par année et par réacteur. Cette valeur est supérieure à la valeur repère de 10^{-8} par année et par réacteur mentionnée dans la méthode [19]. Pour des initiateurs de probabilité supérieure à cette valeur repère et présentant des enjeux forts, cette méthode prévoit de vérifier qu'une conduite est bien prévue dans les procédures de conduite pour faire face à l'initiateur. L'ASN considère qu'EDF doit donc *a minima* chercher à identifier si des optimisations de conduite pourraient être mises en œuvre pour renforcer la robustesse des installations face à ces transitoires.

Demande n° 22 : Je vous demande de recenser les dispositions organisationnelles, humaines ou de conduite qui pourraient être mises en œuvre pour gagner du temps et ainsi réduire le risque de découverture du cœur en cas de PTAE ou de DCC-LH dans l'état API-SO avant déchargement du cœur et d'évaluer leur efficacité. Vous me transmettez ces éléments. Vous mettez en œuvre les dispositions utiles avant chaque passage en API-SO avant déchargement à partir de fin 2023.

Par ailleurs, dans les états d'arrêt du réacteur pour intervention avec le circuit primaire non fermé (API NF), une disposition complémentaire « passage manuel en recirculation » est prévue pour gérer les transitoires de brèche sur le circuit primaire ou de perte du circuit de refroidissement à l'arrêt (RRA). En effet, lors de ces transitoires, la puissance résiduelle du cœur est évacuée par vaporisation du fluide

primaire dans l'enceinte, ce qui nécessite un appoint en eau pour maintenir l'inventaire en eau du circuit primaire. Cet appoint est fait par le circuit d'injection de sécurité (RIS) à partir de l'eau de la bache du système de réfrigération des piscines (dite bache PTR) puis, à la suite d'une intervention manuelle, par recirculation, à partir de l'eau des puisards de l'enceinte de confinement.

Lors de la conduite de certains transitoires de brèche sur le circuit primaire ou de perte du circuit RRA en API NF, les pompes du système d'aspersion de l'enceinte de confinement (EAS) pourraient démarrer avant que l'intervention manuelle pour basculer l'alimentation des pompes RIS et EAS sur les puisards de l'enceinte de confinement n'ait été effectuée. Les pompes EAS étant alimentées par l'eau de la bache PTR, la vidange de la bache PTR serait dans ce cas très rapide et conduirait à un endommagement des pompes RIS et EAS, privées d'eau.

Dans le cadre du dossier d'amendement « VD2 N4 lot B », EDF a proposé, pour la gestion de ces transitoires, une nouvelle stratégie de conduite accidentelle qui prévoit la mise à l'arrêt temporaire des pompe EAS en attendant que l'intervention manuelle de basculement de l'alimentation des pompes RIS et EAS sur l'eau des puisards de l'enceinte de confinement soit effectuée. Les pompes EAS seront ensuite redémarrées, une fois le basculement effectué.

L'ASN considère que l'application de cette stratégie est complexe et peu lisible pour l'équipe de conduite. L'opérateur doit surveiller le niveau de la bache PTR afin d'arrêter les pompes EAS à temps. Cette surveillance renforcée bloque, via l'introduction de boucles d'attente, le déroulement du reste de la procédure de conduite accidentelle par l'opérateur tant que les pompes EAS ne sont pas arrêtées. Par ailleurs, l'arrêt temporaire d'un système de sauvegarde alors que son fonctionnement reste requis, en l'occurrence l'EAS, n'est pas une opération habituellement prévue dans les procédures de conduite accidentelles. Cette action pourrait perturber l'équipe de conduite et par ailleurs défiabiliser la fonction de sûreté relative à la maîtrise du confinement.

L'ASN considère que de telles évolutions, qui s'éloignent fortement des principes généraux de conduite incidentelle et accidentelle, doivent être strictement limitées. D'autres solutions techniques doivent être recherchées pour éviter de telles évolutions.

L'évolution proposée par EDF prévoit une gestion de situations jusque-là non couvertes par la conduite accidentelle. Pour autant, au vu des éléments qui précèdent, l'ASN considère que cette conduite n'est pas suffisamment robuste et ne peut être pérennisée sur le long terme. Une solution ne nécessitant pas l'arrêt des pompes EAS lorsqu'elles sont en fonctionnement doit être définie et mise en œuvre avant le troisième réexamen périodique pour les réacteurs de type N4.

Demande n° 23 : Je vous demande de définir, au plus tard le 31 décembre 2024, les évolutions nécessaires pour ne plus avoir besoin de recourir à l'arrêt temporaire des pompes EAS lors des transitoires de brèche sur le circuit primaire ou de perte du circuit RRA en API NF pour lesquels le système EAS a démarré avant le basculement de l'aspiration des pompes RIS et EAS sur les puisards de l'enceinte et l'échéancier de mise en œuvre de ces évolutions.

F. Réévaluation des moyens de limitation des conséquences des accidents graves

Dans le cadre de l'expertise menée en vue de la séance du groupe permanent d'experts pour les réacteurs de 2019 portant sur les accidents graves, EDF a été interrogée sur la durée de mission en accident grave de l'injection directe de l'EAS depuis la bache PTR. Dans son courrier [21], EDF a indiqué que « *la durée de mission de 24 heures de l'EAS en aspersion directe est cohérente avec son utilisation dans la démonstration de sûreté VD2 N4. Dans le cadre du dossier présenté par EDF, après 24 heures, la décompression de l'enceinte et l'évacuation de la puissance résiduelle sont en effet assurées par le dispositif U5.* »

L'ASN considère que, en situation d'accident grave, il convient de privilégier une ouverture du dispositif U5 la plus tardive possible. L'EAS pourrait ainsi être nécessaire au-delà de 24 heures pour réguler la pression dans l'enceinte et contribuer au rabattement des produits de fission. L'ASN considère donc insuffisante la durée de mission de 24 heures attribuée à certains matériels.

Demande n° 24 : Je vous demande de me transmettre, au plus tard le 30 juin 2023 :

- **une étude, en condition d'accident avec fusion du cœur, de l'opérabilité de l'ouverture et du maintien en position ouverte des clapets d'isolement de la tuyauterie d'aspiration du réservoir du système de traitement et de réfrigération de l'eau des piscines pour une durée de quelques jours, cohérente avec la stratégie d'utilisation discontinue de l'aspersion de l'enceinte ;**
- **le cas échéant, la description des modifications nécessaires permettant de garantir l'ouverture de ces clapets, assortie d'un échéancier de réalisation justifié au regard des enjeux pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement.**

EDF a retenu dans la liste des matériels nécessaires en accident grave un ensemble de matériels d'instrumentation permettant de caractériser l'état de l'installation, par la surveillance du corium, de l'évacuation de la puissance résiduelle et du maintien de l'intégrité de l'enceinte de confinement. EDF indique que cette approche « découplée » est similaire à celle du réacteur EPR.

L'ASN considère qu'EDF n'apporte pas d'éléments suffisants pour justifier que l'approche découplée appliquée aux réacteurs de type N4, pour suivre l'état de fonctionnement des matériels nécessaires en accident grave, suffit à caractériser l'état de l'installation.

Demande n° 25 : Je vous demande, au plus tard le 30 juin 2023, de justifier que l'approche « découplée » que vous proposez est suffisante pour identifier les instrumentations nécessaires au suivi de l'état de fonctionnement des équipements nécessaires en accident grave et caractériser l'état de l'installation.

EDF ne prend pas en compte les conditions d'ambiance radiologique pour les registres manuels d'isolement du local de la bache PTR ainsi que pour le système de mesure de niveau de la bache PTR dans le cadre de la démarche de qualification des matériels aux conditions accidentelles.

L'ASN considère que les systèmes RIS et EAS étant susceptibles de fonctionner en accident grave en recirculation, ces systèmes sont susceptibles de laisser passer de l'eau contaminée vers la bache PTR. En effet, même si ce ne sont pas des systèmes « nécessaires » en accident grave, ils sont classés comme « utiles » et peuvent être sollicités s'ils sont disponibles et sous certaines conditions. Des fuites de ces systèmes vers la bache PTR ne peuvent donc pas être exclues, ce qui soumettrait les registres d'isolement manuels de la bache PTR et le système de mesure de niveau de la bache PTR à des conditions d'irradiation représentatives d'un accident grave.

Demande n° 26 : Je vous demande de prévoir la qualification vis-à-vis des sollicitations et des conditions d'ambiance associées à un accident avec fusion du cœur :

- du capteur de mesure du niveau d'eau relatif au réservoir du système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines ;
- des registres manuels d'isolement du local de ce réservoir ou, lorsque ce réservoir n'est pas dans un local, de la casemate située à l'extrémité de l'évent de ce réservoir ; cette qualification intègre les possibilités d'injection, sur le long terme, d'eau contenue dans le réservoir du système de traitement et réfrigération d'eau des piscines.

Vous me transmettre au plus tard le 30 juin 2023 le calendrier associé.

G. Réévaluation de la sûreté des bâtiments de traitement des effluents

Les études réalisées par EDF concluent que les locaux non raccordés au bâtiment des auxiliaires nucléaires (BAN), dont les bâtiments de traitement des effluents (BTE), ne sont pas susceptibles de générer des disséminations de substances radiologiques en fonctionnement normal ou incidentel, et donc qu'aucun élément important pour la protection des intérêts (EIPi) n'y a été identifié.

L'ASN rappelle qu'un évènement survenu en septembre 2019 dans la centrale nucléaire du Bugey a conduit à un dépassement de la limite de rejet gazeux en cobalt 60 au niveau de la cheminée du bâtiment des auxiliaires nucléaires généraux (BANG). Des contaminations de travailleurs ont par ailleurs eu lieu à la suite d'opérations réalisées dans le local de la presse à compacter (évènements survenus en décembre

2015 sur le site de Golfech). Aussi, le retour d'expérience montre que les activités réalisées dans les BTE peuvent conduire à des disséminations de substances radiologiques, en fonctionnement normal ou incidentel.

Demande n° 27 : Je vous demande, au plus tard le 31 décembre 2023, de prendre position sur la nécessité de classer comme élément important pour la protection des intérêts le couvercle « confinant » des coques, le filtre THE du réseau de ventilation avant rejet, la ventilation de la presse à compacter, et les dispositifs de mesure des rejets en cheminée (système KRT) et, le cas échéant, de définir les exigences associées pour garantir le confinement des substances radioactives en fonctionnement normal ou incidentel (en particulier en cas d'arrêt de la ventilation). Je vous demande sous la même échéance de justifier que les dispositions retenues (contrôles, essais...) permettent de garantir le respect de ces exigences.

Pour les agressions, l'ASN considère que la démonstration de maîtrise des risques liés à l'incendie n'est pas satisfaisante. En particulier, les mesures de prévention d'un incendie généralisé des BTE ne sont pas suffisamment développées.

Demande n° 28 : Je vous demande, au plus tard le 31 décembre 2025, de justifier le dimensionnement des deux zones de feu (zone d'entreposage des fûts de déchets et zone de conditionnement des déchets), afin de prévenir un incendie généralisé. Je vous demande, sous la même échéance, de justifier le caractère suffisant et l'efficacité des systèmes d'extinction en place, notamment au regard de la stabilité des bâtiments en cas d'incendie. Vous intégrerez ces justifications dans les rapports de sûreté des réacteurs au plus tard lors de leur troisième visite décennale.

De plus, les études des conséquences radiologiques s'appuient sur des hypothèses dont la justification du caractère enveloppe n'est pas apportée.

Demande n° 29 : Je vous demande, au plus tard le 31 décembre 2025, de justifier le caractère enveloppe des hypothèses (inventaire physique et radiologique, coefficients utilisés...) associées au scénario d'incendie retenu. En particulier, vous justifierez le coefficient de mise en suspension pour les résines échangeuses d'ions, représentant la fraction d'activité mobilisable en cas d'incendie. Vous intégrerez ces justifications dans les rapports de sûreté des réacteurs au plus tard lors de leur troisième visite décennale.

Annexe 2 à la lettre CODEP-DCN-2022-000945

Références

- [1] Note EDF EMEEM100067 indice B du 22 juin 2012 « programme de travail sur les thèmes du réexamen de sûreté VD2 N4
- [2] Note EDF D455617006417 du 31 octobre 2017 : « Note de réponse aux objectifs du deuxième réexamen périodique du palier N4 »
- [3] Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base
- [4] Courrier EDF D455620088588 du 25 novembre 2020 relatif aux positions et actions d'EDF émises dans le cadre des projets de prescriptions techniques RP4 900
- [5] Note EDF D305216006034 ind. C du 3 mars 2017 relative au risque d'agression des bâtiments IPS par la salle des machines de Civaux
- [6] Note EDF D305216006034 ind. D du 2 juillet 2021 relative au risque d'agression des bâtiments IPS par la salle des machines de Civaux
- [7] Guide de l'ASN 2/01 du 26 mai 2006 relatif à la prise en compte du risque sismique à la conception des ouvrages de génie civil d'INB
- [8] Courrier EDF D455621025521 du 16 juin 2021 relatif aux positions et actions EDF dans le cadre de l'instruction Grands Chauds du projet VD2-N4
- [9] Courrier ASN CODEP-DCN-2012-068588 du 9 janvier 2013 relatif au référentiel « grands chauds »
- [10] Courrier ASN CODEP-DCN-2021-017626 du 7 juillet 2021 relatif aux instructions complémentaires de la phase générique du troisième réexamen périodique des réacteurs de 1300 MWe
- [11] Courrier ASN CODEP-DCN-2021-007988 du 4 mars 2021 relatif aux demandes complémentaires à la décision n° 2021-DC-0706 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 23 février 2021
- [12] Courrier ASN – CODEP-DCN-2017-001478 du 12 janvier 2017 : « Réacteurs - électronucléaires EDF – Nouvelle méthode d'études de l'accident de perte de réfrigérant primaire par brèche de taille intermédiaire ».
- [13] Rapport de l'ASN de mars 2021 : « Phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe d'EDF ».

- [14] Note EDF D305915008520 B du 29 septembre 2016 : « VD2 N4 – Analyse sur les réacteurs N4 du parc en exploitation des événements du référentiel de dimensionnement de Flamanville 3 »
- [15] Note EDF D305515076603 A du 10 décembre 2015 : « Analyse sur les réacteurs N4 du parc en exploitation des transitoires PCC3-t et PCC4-r du référentiel de dimensionnement de l'EPR de Flamanville 3 »
- [16] Note EDF D305915008632 B du 28 septembre 2016 : « VD2 N4 – Analyse sur les réacteurs N4 du parc en exploitation des délais opérateur du référentiel de dimensionnement de Flamanville 3 »
- [17] Décision n° 2021-DC-0706 de l'ASN du 23 février 2021 fixant à EDF des prescriptions techniques au vu des conclusions de la phase générique du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe
- [18] Courrier EDF D455618025669 du 18 avril 2018 relatif aux positions et actions EDF du GP EPS RP2 N4
- [19] Note EDF/SEPTEN – ENFCCIA120074 ind. A du 29 juin 2012 : « Maîtrise du domaine couvert par les procédures de conduite incidentelle et accidentelle –Méthode et guide d'application parc »
- [20] Note EDF/DIPDE D455619033680 ind. B du 13 décembre 2019 : « Dossier d'amendement VD2 N4 lot B – Impact sur les règles de conduite post-accidentelle »
- [21] Courrier EDF D305919001965 du 14 février 2019 relatif aux projets de positions et actions d'EDF du GP Accidents Graves

Références des courriers de positions de l'ASN

- [22] Courrier ASN CODEP-DCN-2015-000461 du 23 février 2015 relatif aux orientations de la phase générique du deuxième réexamen périodique des réacteurs de 1450 MWe
- [23] Courrier ASN CODEP-DCN-2016-006877 du 20 mai 2016 relatif aux mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations nucléaires en application de la RFS 2001-01
- [24] Courrier ASN CODEP-DCN-2016-039722 du 23 décembre 2016 relatif à la réévaluation sismique pour le CNPE de Chooz
- [25] Courrier ASN CODEP-DCN-2017-000375 du 12 janvier 2017 relatif au risque de criticité associé à la chute d'assemblages de combustible dans le bâtiment réacteur
- [26] Courrier ASN CODEP-DCN-2017-022556 du 26 juin 2017 relatif à l'étude probabiliste de sûreté pour la piscine du bâtiment combustible
- [27] Courrier ASN CODEP-DCN-2018-018786 du 22 novembre 2018 relatif à l'examen des études probabilistes de sûreté de niveaux 1 (EPS 1) et 2 (EPS 2) des réacteurs de 1450 MWe en vue de leur deuxième réexamen périodique
- [28] Courrier ASN CODEP-DCN-2019-009606 du 27 février 2019 relatif à l'autorisation de modification notable des règles générales d'exploitation des réacteurs du palier N4 – Dossier d'amendement (DA) VD2-N4 lot A
- [29] Courrier ASN CODEP-DCN-2019-003520 du 18 octobre 2019 relatif aux études d'accidents associées au deuxième réexamen périodique
- [30] Courrier ASN CODEP-DCN-2021-007672 du 26 février 2021 relatif à la vérification de la conformité des réacteurs de 900 MWe pour leur quatrième réexamen périodique (RP4 900)