



RÉPUBLIQUE
FRANÇAISE

Liberté
Égalité
Fraternité

IRSN
INSTITUT DE RADIOPROTECTION
ET DE SÛRETÉ NUCLÉAIRE

Fontenay-aux-Roses, le 31 mars 2023

Monsieur le Président de l'Autorité de sûreté nucléaire

AVIS IRSN N° 2023-00049

Objet : EDF - REP - Centrale nucléaire de Gravelines - INB N° 122 - Examen des rapports de conclusions du réexamen de sûreté des réacteurs n° 5 et n° 6 à l'issue de leur troisième visite décennale.

Réf. :

- [1] Saisine ASN – CODEP-LIL-2020-036831 du 15 juillet 2020.
- [2] Rapport IRSN – DSR/2008 -261 du 20 novembre 2008.
- [3] Lettre ASN – DEP-PRES-0077-2009 du 1er juillet 2009.
- [4] Avis IRSN – DSR/2007-260 du 16 juillet 2007.
- [5] Avis IRSN – DSR/2008-100 du 18 mars 2008.
- [6] Avis IRSN – 2010-34 du 20 juillet 2010.
- [7] Avis IRSN – 2011-62 du 10 février 2011.
- [8] Avis IRSN – 2011-81 du 24 février 2011.
- [9] Avis IRSN – 2011-394 du 13 septembre 2011.
- [10] Lettre ASN – CODEP-DCN-2012-019695 du 30 mars 2012.
- [11] Décision de l'ASN n° 2012-DC-0318 du 27 septembre 2012.
- [12] Avis IRSN – 2017-00234 du 17 juillet 2017.
- [13] Avis IRSN – 2011-00187 du 2 mai 2011.
- [14] Avis IRSN – 2013-00069 du 21 février 2013.
- [15] Avis IRSN – 2014-00112 du 18 mars 2014.
- [16] Avis IRSN – 2014-00436 du 9 décembre 2014.
- [17] Décision ASN – CODEP-LIL-2015-034908 JMD/NL du 27 août 2015.
- [18] Avis IRSN – 2014-00340 du 12 septembre 2014.
- [19] Avis IRSN – 2021-00001 du 7 janvier 2021.

Par lettre en référence [1], l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) demande à l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) son avis technique sur les conclusions du réexamen de sûreté associé à la troisième visite décennale (VD3) des réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines. L'objectif de cette saisine est de permettre à l'ASN de prendre position sur la poursuite d'exploitation de ces deux réacteurs. Cette position de l'ASN sera fondée notamment sur l'acceptabilité du réexamen de sûreté et du dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (DAPE) de ces réacteurs, mis à jour à la suite des contrôles réalisés lors de la VD3.

MEMBRE DE
ETSON

1. ÉTUDES GÉNÉRIQUES DU RÉEXAMEN DE SÛRETÉ VD3 900

1.1. CONTEXTE DU RÉEXAMEN DE SÛRETÉ DES RÉACTEURS N° 5 ET N° 6 DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES

Le réexamen de sûreté « VD3 » des réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines s'inscrit dans le cadre plus général du réexamen de sûreté VD3 de l'ensemble des réacteurs de 900 MWe (VD3 900), répartis entre le palier CPO (comprenant les six réacteurs des centrales nucléaires de Fessenheim¹ et du Bugey) et le palier CPY (comprenant 28 réacteurs répartis sur sept centrales nucléaires).

Le réexamen VD3 900, mené de 2002 à 2008, a ainsi permis de mener des études génériques aux réacteurs de 900 MWe et de définir les modifications nécessaires pour maintenir ou améliorer leur niveau de sûreté. Les rapports de conclusions du réexamen (RCR) VD3 des réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines reprennent les conclusions du réexamen VD3 900 complétées par la prise en compte de l'état réel et des spécificités de chacun de ces deux réacteurs et de cette centrale nucléaire.

1.2. ÉVALUATION DES ASPECTS GÉNÉRIQUES DU RÉEXAMEN DE SÛRETÉ VD3 900

L'évaluation par l'IRSN des études génériques menées par EDF dans le cadre du réexamen de sûreté VD3 900 a été présentée lors de plusieurs réunions du groupe permanent d'experts pour les réacteurs (GPR), tenues entre 2003 et 2006.

En outre, certains sujets hors du périmètre du réexamen de sûreté VD3 900 ont fait l'objet d'expertises de l'IRSN dans le cadre de réunions spécifiques des groupes d'experts (réacteurs, équipements sous pression nucléaires), tels que ceux liés au risque de colmatage des puisards de recirculation ou aux équipements sous pression nucléaires.

Lors de la réunion du GPR du 20 novembre 2008 consacrée au « Bilan du réexamen de sûreté VD3 900 » [2], l'IRSN a présenté son évaluation :

- des études réalisées par EDF au regard des objectifs fixés initialement ;
- des modifications envisagées au regard des conclusions de ces études ;
- du nouveau référentiel de sûreté « VD3 900 », issu des résultats d'études et des modifications mises en œuvre, et des exigences associées.

En juillet 2009, l'ASN a fait part à EDF [3] de ses conclusions quant aux aspects génériques du réexamen de sûreté VD3 900, et aux compléments nécessaires, d'ordre générique aux réacteurs de 900 MWe ou spécifique à chaque réacteur, pour pouvoir se prononcer sur la poursuite d'exploitation des réacteurs à l'issue de leur troisième visite décennale. Les demandes ainsi formulées par l'ASN complètent ou précisent les engagements pris par EDF dans le cadre de la réunion du GPR consacrée au bilan du réexamen de sûreté VD3 900. La plupart des demandes de l'ASN et des engagements d'EDF étaient assortis d'échéances réputées compatibles avec les premiers arrêts pour troisième visite décennale des réacteurs concernés. Les actions correspondantes ont vocation à être mentionnées dans le RCR qu'EDF doit transmettre à l'issue de la VD3 de chaque réacteur.

Chaque RCR traite des aspects génériques du réexamen de sûreté VD3 900 et identifie, pour chaque thème traité, les éventuelles spécificités liées au site, ou au réacteur, de nature à modifier les conclusions des études ou les modifications nécessaires sur l'installation concernée.

En outre, chaque RCR est accompagné :

¹ Les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale de Fessenheim ont depuis été mis à l'arrêt définitif, respectivement les 22 février et 30 juin 2020.

- par les résultats des contrôles liés à l'examen de conformité des tranches (ECOT), dont le programme, commun aux réacteurs de 900 MWe, a fait l'objet d'une évaluation par l'IRSN en 2007 [4] ;
- le cas échéant, par les résultats des contrôles par sondage, liés au programme d'investigations complémentaires (PIC) qui a fait l'objet d'une évaluation par l'IRSN en 2008 [5] ;
- par le DAPE du réacteur concerné, recensant les actions entreprises par l'exploitant pour assurer la maîtrise du vieillissement de son installation, DAPE dont la structure et le contenu ont fait l'objet d'une évaluation par l'IRSN en 2008 dans le cadre du bilan du réexamen de sûreté VD3 900.

1.3. ÉVALUATION DES COMPLÉMENTS TRANSMIS PAR EDF CONCERNANT LES ASPECTS GÉNÉRIQUES DU RÉEXAMEN DE SÛRETÉ VD3 900

Pour ce qui concerne les aspects génériques du réexamen VD3 900, les conclusions de l'IRSN dans le cadre de l'évaluation des RCR associés aux premières VD3 des réacteurs du palier 900 MWe² ([6] à [9]) restent applicables aux RCR des réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines. À cet égard, les recommandations génériques formulées par l'IRSN, à l'occasion des précédentes évaluations de RCR, ont fait l'objet du courrier en référence [10] adressé à EDF par l'ASN.

Toutefois, les études associées au référentiel « criticité » lorsque le combustible est dans le bâtiment réacteur et que la cuve est ouverte nécessitent un complément afin de pallier les incapacités fonctionnelles des chaînes neutroniques niveau source à détecter une dilution incontrôlée d'acide borique en situation de cœur incomplet lorsque le réacteur est en arrêt pour rechargement du combustible. Ce point fait l'objet d'une prescription de l'ASN [11] demandant, sur tous les réacteurs en exploitation, l'installation d'un dispositif redondant, diversifié et indépendant du système de mesure de la concentration en bore existant sur le circuit d'échantillonnage nucléaire.

La modification matérielle répondant à cette prescription a été installée sur l'ensemble des réacteurs en exploitation. Cependant, une non-conformité dans le comportement de ce nouveau dispositif a été constatée sur les réacteurs de 900 MWe. Dans l'attente des éléments permettant de finaliser la démonstration de l'aptitude du nouveau dispositif à assurer sa mission, l'ASN a demandé à EDF de différer sa mise en exploitation. Cette affaire est en cours d'expertise par l'IRSN.

2. ÉVALUATION DES RCR DES RÉACTEURS N° 5 ET N° 6 DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES

Les RCR des réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines a été établi par EDF à l'issue de leur arrêt pour troisième visite décennale qui s'est déroulé respectivement du 9 avril 2016 au 28 juillet 2017 et du 3 mars 2018 au 27 septembre 2018.

L'IRSN a notamment examiné les volets suivants :

- la prise en compte des conclusions des études génériques associées au réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe à l'occasion des VD3 900, les études réalisées et les modifications envisagées ou réalisées ;
- les résultats de l'examen de conformité du réacteur ;
- la maîtrise du vieillissement.

² Il s'agit des réacteurs n° 1 du Tricastin et de Fessenheim et du réacteur n° 2 du Bugey.

2.1. LA PRISE EN COMPTE DES CONCLUSIONS DES ÉTUDES GÉNÉRIQUES

Les réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines ne présentent pas de spécificité au regard des études génériques menées dans le cadre du réexamen VD3 900 et du référentiel d'exigences de sûreté qui en découle. Toutefois, les points spécifiques suivants méritent une attention particulière.

2.1.1. Prises en compte de l'environnement industriel et des voies de communication

Pour les risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication à proximité du site de Gravelines, EDF a réalisé une étude afin de s'assurer du respect des seuils définis dans la règle fondamentale de sûreté (RFS) I.2.d. relative à la prise en compte de ces risques³.

À ce titre, EDF a retenu, par une analyse⁴ déterministe, les scénarios accidentels pour lesquels la distance de sécurité entre la source de l'accident et la cible (le site) ne permet pas de garantir l'intégrité des bâtiments, des structures ou des équipements nécessaires à la réalisation des fonctions de sûreté. Pour ces scénarios, une évaluation probabiliste a ensuite été menée afin de démontrer que la probabilité de dégagement inacceptable de substances radioactives en limite du site de Gravelines respecte le seuil attendu pour la famille de sources d'agression « voies de communication ». À l'issue de cette analyse, même si le résultat respecte le seuil probabiliste de dégagement inacceptable de substances radioactives en limite du site de Gravelines obtenue en prenant en compte toutes les familles d'agressions, le seuil relatif à la famille de sources d'agression « voies de communication » n'est pas respecté.

Concernant les hypothèses considérées par EDF pour sélectionner les scénarios déterministes, l'IRSN estime que certaines d'entre elles ne sont pas justifiées. Ceci concerne notamment la localisation d'une brèche d'une cuve maritime, l'assimilation d'un produit étudié à un composé pur lorsque celui-ci est un mélange ou encore la durée maximale d'exposition aux effets toxiques en salle de commande. Ceci a notamment conduit l'IRSN à retenir, pour l'évaluation probabiliste, deux scénarios non pris en compte par EDF.

Pour ce qui concerne l'évaluation probabiliste d'EDF, l'IRSN estime, de manière générale, que le modèle probabiliste proposé par EDF est pertinent et intègre l'essentiel des paramètres à prendre en compte dans l'analyse des scénarios d'accident de navires transportant des matières dangereuses au large du CNPE de Gravelines. Néanmoins, l'IRSN estime que les valeurs retenues par EDF pour certaines hypothèses du modèle probabiliste ne sont pas adéquates. Celles-ci concernent en particulier la probabilité de perte de confinement, la probabilité d'inflammation des gaz et des liquides inflammables et la probabilité d'apparition d'un BLEVE⁵. Cette remarque, combinée à la remarque formulée ci-dessus concernant les scénarios à prendre en compte, amène l'IRSN à conclure que les probabilités évaluées par EDF sont sous-estimées d'environ deux ordres de grandeur.

Dès lors, la recommandation n° 1 de l'avis IRSN [12] du 17 juillet 2017, émise dans le cadre de l'évaluation du RCR du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines, rappelée en annexe 2, reste applicable aux réacteurs n° 5 et n° 6. À ce titre, l'IRSN considère nécessaire qu'EDF évalue, sans délai, de manière

³ La RFS I.2.d précise que l'ordre de grandeur de la probabilité maximale pour accepter l'éventualité d'un dégagement inacceptable de substances radioactives à la limite du site est de 10^{-6} par an et par réacteur pour l'ensemble des agressions d'origine externe liées aux activités humaines. Toutefois, la RFS I.2.d fixe pour chaque famille de source d'agressions (« environnement industriel », « transport de matières dangereuses » et « canalisation de transport ») une probabilité maximale de 10^{-7} par an et par réacteur.

⁴ L'évaluation des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication à proximité du site de Gravelines est réalisée selon la méthodologie suivante : recensement des potentiels dangers liés à l'environnement industriel et les voies de transport de matières dangereuses, identification des produits les plus dangereux transportés ainsi que des scénarios accidentels et des phénomènes redoutés (en termes d'effets thermiques, de souffle et de toxicité), évaluation déterministes des scénarios accidentels retenus et de leur conséquence et évaluation probabiliste, le cas échéant, de l'occurrence des accidents retenus à l'issue de l'analyse déterministe.

⁵ BLEVE : Boiling liquid expanding vapor explosion. Ce phénomène peut être défini comme la vaporisation violente à caractère explosif consécutive à la rupture d'un réservoir contenant un liquide à une température significativement supérieure à sa température d'ébullition à la pression atmosphérique. Ce phénomène existe pour les produits gazeux liquéfiés inflammables et s'accompagne d'une boule de feu d'intensité forte et de très courte durée.

déterministe, les conséquences sur la sûreté de la centrale nucléaire de Gravelines des effets des phénomènes dangereux résultant d'un accident du transport maritime de matières dangereuses. Dans ce cadre, EDF devra définir, le cas échéant, les dispositions à mettre en œuvre, pour maîtriser ces risques, en particulier ceux associés aux phénomènes dangereux d'UVCE⁶, de feu de nappe et de BLEVE qui pourraient résulter d'un accident maritime.

Les risques introduits par l'exploitation du terminal méthanier, construit à proximité de la centrale nucléaire de Gravelines et mis en service depuis janvier 2017, a fait l'objet de plusieurs avis IRSN ([13] à [16]). À la suite de ces avis, l'ASN a prescrit [17] [EDF-GRA-46] la mise en place de dispositions permettant la mise et le maintien à l'arrêt sûr des réacteurs et le refroidissement du combustible entreposé en piscine de désactivation en situation de perte des alimentations électriques externes consécutive à l'inflammation, sur le site de la centrale nucléaire, d'un nuage de gaz naturel dérivant. Ces dispositions doivent permettre de réaliser les fonctions automatiques ainsi que les fonctions et les actions prévues par les procédures de conduite accidentelle nécessaires à la gestion simultanée d'une situation de perte des alimentations électriques externes et d'une situation d'incendie. À cet égard, EDF avait présenté l'ensemble des dispositions mises en œuvre pour respecter cette prescription et, sur la base de ces informations, l'IRSN avait formulé, dans le cadre de l'évaluation du RCR du réacteur n° 2 de Gravelines, une recommandation demandant la mise en place d'un programme de maintenance préventive de ces dispositions. Au cours de la présente expertise, EDF a répondu de manière satisfaisante à cette recommandation.

Enfin, l'analyse par l'IRSN [18] des risques associés à la présence du centre de stockage d'hydrocarbures de l'apportement pétrolier des Flandres (APF) a porté sur l'impact des flux thermiques d'une part sur les bâtiments de la centrale nucléaire de Gravelines, d'autre part sur les lignes à haute tension (400 kV) à la suite d'un feu de nappe, ainsi que sur le risque de perte de la source froide à la suite d'un colmatage par des hydrocarbures déversés. Concernant l'impact des effets thermiques sur les bâtiments et ouvrages, l'IRSN a estimé que, en cas d'incendie d'une nappe recouvrant le canal d'amenée, les cibles situées à proximité de la berge pourraient être directement affectées par les flammes, notamment la station de pompage. **Ceci a fait l'objet de recommandation n° 1 de l'avis [18], rappelée en annexe 2, qui reste applicable aux réacteurs n° 5 et n° 6.**

Concernant les effets colmatants liés à l'arrivée d'une nappe d'hydrocarbure en station de pompage, EDF a présenté deux évaluations, l'une déterministe visant à caractériser la quantité d'hydrocarbures susceptible d'atteindre un site, la seconde probabiliste montrant l'acceptabilité de ce risque. L'IRSN estime acceptables la démarche et les conclusions d'EDF.

2.2. LES RÉSULTATS DE L'EXAMEN DE CONFORMITÉ DU RÉACTEUR (ECOT)

Concernant la conformité de l'état de l'installation à son référentiel d'exigences de sûreté en vigueur avant passage au référentiel VD3, l'IRSN considère que l'objectif est globalement atteint pour les réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines, compte tenu des contrôles menés dans le cadre de l'ECOT VD3 et des traitements d'écart réalisés ou engagés par EDF. **Toutefois, l'IRSN attire l'attention sur les points suivants concernant certains thèmes programmés au titre de l'ECOT VD3 de nature à compléter les programmes de suivi en exploitation et de maintenance.**

2.2.1. Génie civil

Dans le cadre de cette expertise, l'IRSN a identifié deux sujets restant à traiter :

- Traitement des joints inter-bâtiments des îlots nucléaires

Des travaux ont été menés sur le réacteur n° 5 (réacteur pilote), afin de réparer le calfeutrement des joints inter-bâtiments de 2017 à fin 2020. D'après EDF, les traitements réalisés ont permis de diminuer significativement le

⁶ UVCE (Unconfined Vapor Cloud Explosion) correspond à l'explosion d'un nuage inflammable à l'air libre.

débit d'infiltration d'eau dans le local affecté du bâtiment des auxiliaires nucléaires, sans toutefois résorber totalement les problèmes d'infiltration. Par conséquent, des traitements complémentaires sont en cours de définition par l'ingénierie nationale d'EDF. EDF avait indiqué qu'une fois le traitement finalisé sur le réacteur n° 5, les traitements seraient alors déployés sur les autres réacteurs de la centrale nucléaire de Gravelines en fonction des anomalies rencontrées. Or le traitement définitif n'étant toujours pas réalisé sur le réacteur n° 5, aucune remise en conformité des joints inter-bâtiments n'a été réalisée sur les autres réacteurs, ce qui n'est pas satisfaisant. À ce titre, l'IRSN estime nécessaire qu'EDF réalise les réparations des joints inter-bâtiments déjà effectuées sur le réacteur n° 5 de Gravelines soient également réalisées sur les autres réacteurs de la centrale nucléaire de Gravelines. **Ce point fait l'objet de la recommandation n° 1 en annexe 1.**

- Tenue sismique de la paroi moulée

La paroi moulée de la centrale nucléaire de Gravelines constitue l'ouvrage de soutènement séparant la plateforme du canal d'amenée. Cet ouvrage, important pour la sûreté, est ancré dans le sol par des tirants actifs, nécessaires à la stabilité de l'ouvrage, en particulier en cas de séisme. Or les dispositifs de mesure de tensions résiduelles des tirants mis en place lors de la construction de la paroi n'ayant pas été entretenus, ceux-ci ne sont actuellement plus opérationnels pour contrôler l'état des tirants. De ce fait, dans l'attente de pouvoir de nouveau contrôler la tension des tirants, l'IRSN estime nécessaire qu'EDF démontre que la ruine de la paroi moulée en cas de séisme ne conduit pas à la perte de la source froide des réacteurs de la centrale de Gravelines. **Ce point fait l'objet de la recommandation n° 2 en annexe 1.**

2.2.2. Tenue du tube de transfert du combustible entre les piscines des bâtiments réacteur (BR) et combustible (BK)

Le périmètre de l'étude de synthèse d'EDF relative aux tassements différentiels⁷ entre le BR et le BK subis par le tube de transfert sur les différents réacteurs de 900 MWe n'est pas suffisant pour démontrer la tenue du tube de transfert sur les réacteurs de la centrale nucléaire de Gravelines. En effet, le séisme majoré de sécurité (SMS) réévalué en VD3 sur le site de Gravelines dépasse le séisme de dimensionnement (SDD) sur une plage de fréquences. De plus, les fréquences propres⁸ du tube de transfert à prendre en compte dans cette étude sont comprises dans cette plage, ce qui peut avoir un caractère aggravant. À la demande de l'IRSN, une note d'analyse complémentaire a été transmise par EDF dans le cadre de la présente expertise. Toutefois, afin d'expertiser ce sujet, des documents additionnels à cette note sont attendus, ainsi que les résultats des contrôles de conformité des tubes de transfert programmés à ce jour au plus tard au moment de la VD4. Par conséquent, l'ensemble des éléments seront examinés par l'IRSN dans le cadre d'une expertise dédiée au comportement des tubes de transfert à différents niveaux de séisme.

En conséquence, dans l'attente des éléments complémentaires d'EDF, l'IRSN considère que la recommandation n° 4, émise dans le cadre de l'évaluation du RCR associé à la VD3 du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines et rappelée en annexe, reste applicable aux réacteurs n° 5 et n° 6 de ce site. De plus, l'IRSN estime qu'EDF devrait réaliser les contrôles de conformité du tube de transfert le plus tôt possible pour les réacteurs n° 5 et n° 6 de Gravelines en anticipation des programmes prévus au titre de la quatrième visite décennale.

2.2.3. Ancrages

Les contrôles réalisés dans le cadre de l'ECOT VD3 ont montré que l'état des ancrages des réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines présentaient de nombreux écarts ayant nécessité une réparation. Par ailleurs, plusieurs anomalies sur les ancrages de différents matériels ont été encore constatées sur l'ensemble des réacteurs de la centrale de Gravelines dans les années suivant leur VD3. Ces défauts, dont certains ont été

⁷ Il s'agit de l'enfoncement relatif des assises des bâtiments, les unes comparées aux autres.

⁸ La fréquence propre d'un système est la fréquence à laquelle oscille ce système lorsqu'il est en évolution libre, c'est-à-dire sans force excitatrice extérieure ni forces dissipatives (frottements ou résistances par exemple).

caractérisés comme des écarts de conformité, n'ont pas été détectés lors des contrôles ECOT VD3. La présence de ces défauts montre que le périmètre des contrôles ECOT VD3 était probablement insuffisant et qu'une extension des contrôles aurait été justifiée. Cette thématique est reprise dans le cadre du quatrième réexamen périodique de ces réacteurs (ECOT VD4-900).

2.2.4. Séisme-événement

Les contrôles réalisés dans le cadre de l'ECOT n'ont pas permis à l'exploitant d'identifier l'ensemble des couples « agresseurs/cibles » potentiels en cas de séisme (démarche de sûreté dite « séisme événement⁹ »). En effet, dans le cadre de l'écart de conformité générique déclaré par EDF en 2016 relatif à ce sujet, l'exploitant de la centrale nucléaire de Gravelines a identifié 19 et 21 couples agresseurs/cibles non-justifiés pour, respectivement, les réacteurs n° 5 et n° 6 et neuf couples non-justifiés concernant des matériels communs à ces deux réacteurs. Les couples agresseurs/cibles identifiés en écart concernent plusieurs familles de matériels.

La découverte a posteriori de cet écart générique affectant un nombre important de matériels de nature différente montre le manque d'exhaustivité des contrôles menés sur les sites dans le cadre de l'ECOT VD3 sur le thème « séisme événement ». À ce jour, la gestion pérenne du risque d'agression séisme-événement est assurée par EDF à travers une stratégie nationale. Le suivi de cette thématique fait l'objet d'une analyse dans un autre cadre que le présent avis.

2.3. LA MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT

L'appropriation du processus de gestion et de maîtrise du vieillissement par l'exploitant de la centrale nucléaire de Gravelines lors de l'élaboration du DAPE des réacteurs n° 5 et n° 6, sur la base du retour d'expérience local intégrant les résultats de contrôles pratiqués dans le cadre des programmes de maintenance nationaux ou locaux, est acceptable.

3. CONCLUSION

Au terme de son examen des études génériques réalisées par EDF et des modifications envisagées ou entreprises dans le cadre du réexamen de sûreté associé à la VD3 des réacteurs du palier 900 MWe, l'IRSN a jugé satisfaisant le référentiel des exigences de sûreté applicable à ce palier à l'issue des VD3 au regard des objectifs fixés pour ce réexamen.

Sous réserve de la prise en compte des recommandations en annexe, l'IRSN estime qu'aucune autre particularité propre aux réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines n'est de nature à remettre en cause les conclusions des études génériques et les dispositions retenues qui en découlent.

L'ensemble des modifications issues des conclusions du réexamen de sûreté VD3 900 a été intégré sur les réacteurs n° 5 et n° 6 de Gravelines. Les exigences de sûreté portées par la révision des règles générales d'exploitation à l'issue du réexamen ont été mises en œuvre sur le site de Gravelines en janvier 2021, ce qui permet de bénéficier de l'ensemble des améliorations de sûreté nécessaires pour atteindre les objectifs fixés par le référentiel VD3 900.

IRSN

Le Directeur général

Par délégation

Hervé BODINEAU

Adjoint au Directeur de l'Expertise de sûreté

⁹ Le risque « séisme événement » est le risque d'agression d'un élément important pour la protection (EIP) requis au séisme (matériel cible) par un autre équipement non requis au séisme (agresseur).

ANNEXE 1 À L'AVIS IRSN N° 2023-00049 DU 31 MARS 2023

Recommandations de l'IRSN

Recommandation n° 1

L'IRSN recommande que les réparations des joints inter-bâtiments déjà effectuées sur le réacteur n° 5 de Gravelines soient réalisées sur les autres réacteurs de la centrale nucléaire de Gravelines, sans attendre la fin du traitement définitif de l'ensemble des écarts sur le réacteur n° 5.

Recommandation n° 2

L'IRSN recommande qu'EDF démontre que, en cas de ruine de la paroi moulée sous l'effet d'un séisme, le débit d'eau nécessaire au refroidissement des systèmes de sûreté est garanti et que cela ne conduit pas à la perte de la source froide des réacteurs de la centrale de Gravelines.

ANNEXE 2 À L'AVIS IRSN N° 2023-00049 DU 31 MARS 2023

Rappel de recommandations issues d'avis antérieurs de l'IRSN applicables aux réacteurs n° 5 et n° 6 de la centrale nucléaire de Gravelines

Rappel de la recommandation n° 1 de l'avis IRSN n° 2017-00234 du 17 juillet 2017 (avis relatif au RCR du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines)

L'IRSN recommande qu'EDF évalue, de manière déterministe, les conséquences sur la sûreté de la centrale nucléaire de Gravelines des effets des phénomènes dangereux résultant d'un accident du transport maritime de matières dangereuses. En cas de conséquences sur la sûreté, EDF devra définir et mettre en œuvre les dispositions nécessaires permettant de maîtriser ces risques.

Rappel de la recommandation n° 1 de l'avis IRSN n° 2014-00340 du 12 septembre 2014 (avis relatif aux interactions entre la centrale de Gravelines et le dépôt pétrolier des APF)

L'IRSN recommande qu'EDF s'assure que les dispositions prises en cas d'incendie d'une nappe de gazole au niveau du canal d'amenée permettent de protéger les cibles situées à proximité de la berge (dont la station de pompage et les bâches SEK, KER et TER).

Rappel de la recommandation n° 4 de l'avis IRSN n° 2017-00234 du 17 juillet 2017 (avis relatif au RCR du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines)

L'IRSN recommande qu'EDF s'assure de la tenue des tubes de transfert et de leurs équipements de raccordement aux peaux métalliques d'étanchéité des piscines pour les réacteurs de Gravelines au SMS réévalué lors des troisièmes visites décennales. Cette évaluation devra prendre en compte les résultats de l'examen de conformité des tubes de transfert demandé par l'ASN.