



RAPPORT A L'ATTENTION DE

**MADAME LA MINISTRE DE
L'ENVIRONNEMENT, DE L'ÉNERGIE ET DE LA MER,
CHARGÉE DES RELATIONS INTERNATIONALES SUR LE CLIMAT**

**POURSUITE DU FONCTIONNEMENT DU REACTEUR N° 1
DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DE GRAVELINES
APRES SON TROISIEME REEXAMEN PERIODIQUE**

SOMMAIRE

1	RÉFÉRENCES	5
2	CADRE RÉGLEMENTAIRE	7
3	PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPÉRIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI	8
3.1	ACTIONS DE L'ASN À LA SUITE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI	8
3.2	LA POURSUITE DU FONCTIONNEMENT AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI	9
3.2.1	Prescriptions de l'ASN prises à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi	9
3.2.2	Inspections de l'ASN	11
4	PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES D'EXPLOITATION	11
4.1	PRÉSENTATION GÉNÉRALE DES INSTALLATIONS	11
4.2	PARTICULARITÉS DE LA CENTRALE DE GRAVELINES PAR RAPPORT AU RESTE DES RÉACTEURS D'EDF	12
4.3	EXPLOITATION DU RÉACTEUR	13
4.4	GESTION DU COMBUSTIBLE	13
4.5	EXPLOITATION DE LA CUVE	13
4.6	EXPLOITATION DU CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL	14
4.7	EXPLOITATION DES CIRCUITS SECONDAIRES PRINCIPAUX	14
4.8	EXPLOITATION DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT	14
4.9	EXPLOITATION DES AUTRES MATÉRIELS	14
4.10	ÉVÉNEMENTS SIGNIFICATIFS	14
4.11	RÈGLES GÉNÉRALES D'EXPLOITATION	15
4.11.1	Spécifications techniques d'exploitation et règles d'essais périodiques	16
4.11.2	Procédures de conduite en situation incidentelle et accidentelle	16
4.12	MODIFICATIONS APPORTÉES AU RÉACTEUR	17
4.12.1	Modifications réalisées lors de la deuxième visite décennale	17
4.12.2	Modifications réalisées entre la deuxième visite décennale et la troisième visite décennale	17
4.13	APPRÉCIATION GÉNÉRALE DE L'ASN SUR L'EXPLOITATION	17
5	RÉEXAMEN PÉRIODIQUE	18
5.1	DÉMARCHE ADOPTÉE	18
5.2	EXAMEN DE CONFORMITÉ	19
5.2.1	Objectifs	19
5.2.2	Principaux résultats des contrôles et examens réalisés lors de la troisième visite décennale	20
5.2.2.1	Retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais	20
5.2.2.2	Génie civil	20
5.2.2.3	Ancrages	20
5.2.2.4	Supportage des chemins de câbles	21
5.2.2.5	Ventilation	21
5.2.3	Conclusions de l'examen de conformité	21
5.3	RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ	21
5.3.1	Objectifs	21

5.3.2	Résultats des études réalisées au titre de la réévaluation de sûreté	22
5.3.2.1	Inondations d'origine interne	22
5.3.2.2	Explosions d'origine interne	22
5.3.2.3	Incendie	23
5.3.2.4	Démarche de vérification sismique	23
5.3.2.5	Agressions d'origine climatique	24
5.3.2.6	Autonomie des réacteurs vis-à-vis des agressions externes de mode commun	24
5.3.2.7	Agressions externes dues à l'environnement industriel et aux voies de communication	25
5.3.2.8	Risque de surpression à froid	26
5.3.2.9	Défaillance passive du circuit d'injection de sécurité	26
5.3.2.10	Rupture d'un tube de générateur de vapeur et non-débordement en eau	26
5.3.2.11	Réactualisation de l'étude probabiliste de sûreté relative à l'évaluation probabiliste du risque de fusion du cœur	26
5.3.2.12	Accidents graves, réactualisation de l'étude probabiliste de sûreté relative à l'évaluation des rejets en cas d'accident grave	27
5.3.2.13	Confinement en situation post-accidentelle	27
5.3.2.14	Comportement des enceintes de confinement	28
5.3.2.15	Conformité des systèmes de ventilation / filtration vis-à-vis du confinement	28
5.3.2.16	Opérabilité des matériels nécessaires dans les situations hors dimensionnement	28
5.3.2.17	Système de surveillance post-accidentelle	29
5.3.2.18	Vérification des ouvrages de génie civil	29
5.3.2.19	Fonctionnement du système de mesure de radioactivité	29
5.3.2.20	Fiabilité du système de refroidissement de la piscine de désactivation	30
5.3.2.21	Capacités fonctionnelles du système d'injection de sécurité	30
5.3.2.22	Fiabilisation de la fonction de recirculation	31
5.3.3	Résultats des études réalisées en dehors du cadre du réexamen périodique	31
5.3.3.1	Criticité	32
5.3.3.2	Conséquences radiologiques	32
5.3.3.3	Nouveau domaine complémentaire	32
5.3.3.4	Grands chauds	32
5.3.3.5	Station de pompage	32
5.3.3.6	Protection du site contre les inondations d'origine externe	33
5.3.3.7	Conclusions	34
6	CONTRÔLES RÉALISÉS EN VISITE DÉCENNALE	34
6.1	PRINCIPAUX CONTRÔLES ET ESSAIS	34
6.1.1	Chaudière nucléaire	34
6.1.2	Épreuve de l'enceinte de confinement	36
6.1.3	Contrôles et opérations de maintenance des autres équipements	36
6.1.4	Essais décennaux	36
6.2	MISE EN ŒUVRE DES MODIFICATIONS PRÉVUES AU TITRE DE LA RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ	36
6.3	ÉVÉNEMENTS SIGNIFICATIFS	37
6.4	SURVEILLANCE EXERCÉE PAR L'ASN	37
6.5	REDÉMARRAGE DU RÉACTEUR APRÈS LA TROISIÈME VISITE DÉCENNALE	38
7	PERSPECTIVES POUR LES DIX ANNÉES APRÈS LE TROISIÈME RÉEXAMEN	38
7.1	POLITIQUE DE MAINTENANCE	38
7.2	PROGRAMME D'INVESTIGATIONS COMPLÉMENTAIRES	39
7.2.1	Objectifs du programme d'investigations complémentaires	39
7.2.2	Résultats du programme d'investigations complémentaires	40
7.2.3	Risque de réaction sulfatique interne sur l'enceinte de confinement et les autres ouvrages de génie civil	40
7.3	MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT	40
7.3.1	Processus retenu	40

7.3.2	Dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines	41
7.3.2.1	Spécificités du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines	41
7.3.2.2	Bilan des contrôles et interventions réalisés au titre du suivi du vieillissement sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines	41
7.3.2.3	Position de l'ASN	42
7.4	TENUE EN SERVICE DE LA CUVE DU RÉACTEUR	42
7.5	GESTION DES COMPETENCES	42
7.5.1	Le programme « compétences » d'EDF	43
7.5.2	Position de l'ASN	43
8	BILAN	44
	SIGLES, ABRÉVIATIONS ET DÉNOMINATIONS	46

1 RÉFÉRENCES

- [1] Décret n° 77-1190 du 24 octobre 1977, modifié par le décret n° 2004-1324 du 29 novembre 2004 autorisant la création par Électricité de France de quatre tranches de la centrale nucléaire de Gravelines dans le département du Nord
- [2] Décret du 18 décembre 1981, modifié par le décret n° 85-1331 du 10 décembre 1985 autorisant la création par Électricité de France des cinquième et sixième tranches de la centrale nucléaire de Gravelines dans le département du Nord
- [3] Arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression
- [4] Arrêté interministériel du 7 novembre 2003 autorisant EDF à poursuivre les rejets d'effluents liquides et gazeux pour l'exploitation du site nucléaire de Gravelines
- [5] Arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles relatives aux installations nucléaires de base
- [6] Décision n° 2011-DC-0213 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 prescrivant à Électricité de France (EDF) de procéder à une évaluation complémentaire de la sûreté de certaines de ses installations nucléaires de base au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi
- [7] Décision n° 2012-DC-0286 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Gravelines (Nord) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) des INB n° 96, 97 et 122
- [8] Décision n° 2014-DC-0406 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 21 janvier 2014 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Gravelines (Nord) au vu de l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription [ECS-1] de la décision n° 2012-DC-0286 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire
- [9] Avis n° 2012-AV-0139 de l'Autorité de Sûreté Nucléaire du 3 janvier 2012 sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi
- [10] Courrier DEP-PRES-0077-2009 du 1^{er} juillet 2009 : position de l'ASN sur les aspects génériques de la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 900 MWe à l'issue de la troisième visite décennale
- [11] Courriers ASN CODEP-DOA-2011-039969 du 21 juillet 2011, CODEP-DOA-2011-057631 du 13 octobre 2011, CODEP-DOA-2011-058940 du 19 octobre 2011, CODEP-DOA-2011-060052 du 25 octobre 2011, CODEP-DOA-2011-060526 du 27 octobre 2011 : lettres de suite des inspections menées les 21 juin 2011, 6 juillet 2011, 22 septembre 2011, 4 octobre 2011, 10 et 11 octobre 2011 dans le cadre de la campagne d'inspections ciblées des installations nucléaires prioritaires réalisée par l'ASN sur les thèmes en lien avec l'accident de Fukushima
- [12] Courrier ASN CODEP-DCN-2012-019695 du 30 mars 2012 : poursuite de l'exploitation des réacteurs de 900 MWe à l'issue des troisièmes visites décennales
- [13] Courriers ASN CODEP-LIL-2012-031920 du 14 juin 2012 et CODEP-LIL-2012-050021 du 18 septembre 2012 : lettre de suite de l'inspection des 7 juin et 5 septembre 2012 relative aux actions correctives entreprises par EDF à la suite des inspections ciblées sur les thèmes en lien avec l'accident de Fukushima

- [14] Courrier ASN CODEP-MEA-2014-046714 du 13 octobre 2014 : Avis et recommandations du groupe permanent « ESPN » du 10 octobre 2014 relatif aux modalités de maintien en service et de réparation de la pénétration de fond de cuve n° 4 du réacteur n° 1 de Gravelines
- [15] Courrier ASN CODEP-DEP-2014-046619 du 23 octobre 2014 : modalités de suivi en service et report de la réparation de la pénétration de fond de cuve n° 4 du réacteur n° 1 de Gravelines
- [16] Avis IRSN n° 2013-00059 du 15 février 2013 : Examen du rapport de conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 1 du CNPE de Gravelines à l'issue de sa troisième visite décennale
- [17] Rapport d'évaluation complémentaire de la sûreté des installations nucléaires au regard de l'accident de Fukushima du CNPE de Gravelines du 15 septembre 2011
- [18] Note technique EDF D5130 DT SIF MTN 0024 indice 1 du 19 septembre 2012 : Bilan de l'examen de conformité – ECOT VD3 900 – Gravelines 1, adressée par EDF-SA à l'Autorité de sûreté nucléaire le 21 septembre 2012
- [19] Note technique EDF D5130 PR XXX EEE 0601 indice 1 du 14 septembre 2012 : Dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation de la tranche 1 du CNPE de Gravelines, adressée par EDF-SA à l'Autorité de sûreté nucléaire le 14 septembre 2012
- [20] Note technique EDF D5130 CR DIR ORG 0003 indice 0 du 14 septembre 2012 : Rapport de conclusions du réexamen périodique VD3 de la tranche 1 du CNPE de Gravelines, adressé par EDF-SA à l'Autorité de sûreté nucléaire le 14 septembre 2012
- [21] Décision n° 2015-DC-0518 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 20 août 2015 fixant des prescriptions relatives à la maîtrise des risques liés au terminal méthanier de Dunkerque et aux transferts d'effluents liquides non radioactifs des installations nucléaires de base n° 96, n° 97 et n° 122 exploitées par Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) dans la commune de Gravelines (département du Nord)
- [22] Décision de l'Autorité de sûreté nucléaire n° 2016-DC-0568 du 30 août 2016 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) les prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Gravelines (Nord) au vu des conclusions du troisième réexamen périodique du réacteur n° 1 de l'INB n° 96
- [23] Courrier DGSNR/SD2 n° 760/2003 du 9 octobre 2003 : orientations du réexamen de la sûreté des réacteurs de 900 MWe à l'occasion de leurs troisièmes visites décennales

2 CADRE RÉGLEMENTAIRE

L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) exerce le contrôle de l'ensemble des installations nucléaires civiles françaises. Ainsi, l'ASN effectue tous les ans entre 30 et 35 inspections sur la centrale nucléaire de Gravelines. En outre, les écarts déclarés par l'exploitant sont analysés par l'ASN, ainsi que les actions décidées pour les corriger et éviter qu'ils ne puissent se reproduire. Enfin, l'ASN assure le contrôle de tous les arrêts de réacteur pour rechargement en combustible et maintenance programmée.

En complément de ce contrôle régulier, l'exploitant est tenu de réexaminer tous les dix ans la sûreté de son installation, conformément aux dispositions de l'article L. 593-18 du code de l'environnement.

Du 28 juillet 2011 au 21 mars 2012, la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines a fait l'objet de sa troisième visite décennale après trente ans de fonctionnement. EDF a procédé à cette occasion au réexamen périodique de cette installation.

Ce réexamen périodique avait pour but d'une part d'examiner en profondeur l'état de l'installation afin de vérifier qu'elle respectait bien l'ensemble des règles qui lui sont applicables et d'autre part d'améliorer son niveau de sûreté en comparant notamment les exigences applicables à celles en vigueur pour des installations présentant des objectifs et des pratiques de sûreté plus récents et en prenant en compte l'évolution des connaissances ainsi que le retour d'expérience national et international.

EDF a également présenté dans ce cadre un état précis du vieillissement visant à démontrer l'aptitude à la poursuite du fonctionnement de ce réacteur dans des conditions satisfaisantes de sûreté après son troisième réexamen périodique.

Conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, EDF a adressé à l'ASN le 14 septembre 2012 le rapport de conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines après trente années de fonctionnement (référence [22]).

Le présent rapport constitue l'analyse par l'ASN, conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, du rapport de réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines concluant sur l'aptitude à la poursuite du fonctionnement de ce réacteur après son troisième réexamen périodique.

Ce processus de réexamen périodique est dissocié des évaluations complémentaires de sûreté prescrites par décision en référence [6] à la suite de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Les rapports d'évaluations complémentaires de sûreté des 58 réacteurs exploités par EDF ont été remis le 15 septembre 2011. Ils ont été analysés par l'IRSN et l'ASN, qui a remis le 3 janvier 2012 son avis sur ces évaluations en référence [9]. Cette analyse a conduit l'ASN à émettre des prescriptions complémentaires pour l'ensemble des 19 centrales nucléaires qui ont été imposées par décision en référence [7] pour la centrale nucléaire de Gravelines.

En application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, l'ASN impose à EDF des prescriptions par décision en référence [22] fixant de nouvelles conditions d'exploitation du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines. Ces prescriptions à l'issue du troisième réexamen périodique du réacteur n° 1 tiennent compte notamment :

- des exigences applicables à des installations présentant des objectifs et des pratiques de sûreté plus récents et notamment du décret d'autorisation de création (DAC) du réacteur EPR ;
- du retour d'expérience national ;
- du retour d'expérience local ;
- des diverses affaires en cours de contrôle par l'ASN, notamment par des inspections sur le terrain et l'analyse des événements significatifs déclarés par l'exploitant.

Par ailleurs, l'ASN a mené sur son site Internet, du 25 mai au 9 juin 2015, une consultation du public sur ce projet de prescriptions. Aucune observation n'a été formulée dans ce cadre. Toutefois la commission locale d'information (CLI) a fait part de ses observations par courrier en date du 8 juin 2015. L'ASN a pris en considération les commentaires reçus dans ce cadre.

3 PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPÉRIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI

3.1 ACTIONS DE L'ASN À LA SUITE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI

L'ASN considère qu'il est fondamental de tirer les leçons de l'accident survenu le 11 mars 2011 sur la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, comme cela a été le cas notamment après ceux de Three Mile Island et de Tchernobyl. Le retour d'expérience approfondi de cet accident sera un processus long s'étalant sur plusieurs années. Néanmoins, des premiers enseignements peuvent être tirés dès maintenant.

À court terme, l'ASN a organisé, en complément de la démarche de sûreté menée de manière pérenne, des évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires françaises prioritaires vis-à-vis d'événements de même nature que ceux survenus à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

Ces évaluations complémentaires de sûreté s'inscrivaient dans un double cadre : d'une part l'organisation de « tests de résistance » demandée par le Conseil européen lors de sa réunion des 24 et 25 mars 2011, d'autre part, la réalisation d'un audit de la sûreté des installations nucléaires françaises au regard des événements de Fukushima Daiichi qui a fait l'objet d'une saisine de l'ASN par le Premier ministre en application de l'article L. 592-29 du code de l'environnement.

Le 5 mai 2011, l'ASN a ainsi adopté 12 décisions prescrivant aux exploitants d'installations nucléaires françaises la réalisation d'une évaluation complémentaire de la sûreté de leurs installations au regard de l'accident de Fukushima Daiichi. Conformément à la décision en référence [6], EDF a remis le 15 septembre 2011 ses premières conclusions sur l'évaluation complémentaire de la sûreté de l'ensemble de ses réacteurs nucléaires, dont le réacteur n° 1 de la centrale de Gravelines (rapport en référence [17]).

L'évaluation complémentaire de sûreté consistait en une réévaluation ciblée des marges de sûreté des installations nucléaires à la lumière des événements qui ont eu lieu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, à savoir des phénomènes naturels extrêmes (séisme, inondation et leur cumul) mettant à l'épreuve les fonctions de sûreté des installations et conduisant à un accident grave. L'évaluation portait d'abord sur les effets de ces phénomènes naturels ; elle s'intéressait ensuite au cas de la perte d'une ou plusieurs fonctions de sûreté, comme lors de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi (alimentations électriques et systèmes de refroidissement) quelle que soit la probabilité d'occurrence ou la cause de la perte de ces fonctions ; enfin, elle traitait la gestion des accidents graves pouvant résulter de ces événements.

Trois aspects principaux étaient inclus dans cette évaluation :

- les dispositions prises en compte dans le dimensionnement de l'installation et la conformité de l'installation aux exigences de conception qui lui sont applicables ;
- le comportement de l'installation lors de sollicitations allant au-delà de son dimensionnement ; l'exploitant identifie à cette occasion les situations conduisant à une brusque dégradation des séquences accidentelles (effets dits « falaise ») et présente les mesures permettant de les éviter ;
- toute possibilité de modification susceptible d'améliorer le niveau de sûreté de l'installation.

Les facteurs sociaux, organisationnels et humains ont également fait l'objet d'une attention particulière à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi.

L'ASN a indiqué en janvier 2012 qu'elle retenait trois priorités dans ce domaine :

- le renouvellement des effectifs et des compétences des exploitants ;
- l'organisation du recours à la sous-traitance ;
- la recherche sur ces thèmes, pour laquelle des programmes doivent être engagés, au niveau national ou européen.

À la suite des ECS, l'ASN a mis en place en juin 2012 un groupe de travail pluraliste sur ces sujets, le Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (COFSOH) qui comprend, outre l'ASN, des représentants institutionnels, des associations de protection de l'environnement, des

personnalités choisies en raison de leur compétence scientifique, technique, économique ou sociale, ou en matière d'information et de communication, des responsables d'activités nucléaires, des fédérations professionnelles des métiers du nucléaire et des organisations syndicales de salariés représentatives.

En complément des évaluations complémentaires de sûreté, l'ASN a réalisé en 2011 une campagne d'inspections ciblées sur des thèmes en lien direct avec l'accident de Fukushima Daiichi. Ces inspections menées sur l'ensemble des installations nucléaires jugées prioritaires visaient à contrôler sur le terrain la conformité des matériels et de l'organisation de l'exploitant au regard du référentiel de sûreté existant.

Entre 2012 et 2014, l'ASN a mené des inspections de récolement destinées à vérifier que les actions correctives définies par EDF en réponse aux demandes formulées par l'ASN à la suite des inspections ciblées avaient effectivement été mises en œuvre.

3.2 LA POURSUITE DU FONCTIONNEMENT AU REGARD DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI

3.2.1 Prescriptions de l'ASN prises à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi

Les premières conclusions de l'ASN sur les évaluations complémentaires de sûreté ont été rendues publiques le 3 janvier 2012 dans l'avis en référence [9].

À l'issue des évaluations complémentaires de sûreté des installations nucléaires prioritaires, l'ASN a considéré que les installations examinées présentaient un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle ne demande l'arrêt immédiat d'aucune d'entre elles. Dans le même temps, l'ASN a considéré que la poursuite de leur fonctionnement nécessitait d'augmenter dans les meilleurs délais, au-delà des marges de sûreté dont elles disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes.

L'ASN a notamment imposé aux exploitants :

- un ensemble d'actions correctives ou d'améliorations des exigences de sûreté (notamment la prise en compte de risques d'agression internes et externes de manière étendue, la réduction des risques de découverture du combustible dans les piscines d'entreposage des différentes installations, la mise en place d'instrumentations complémentaires, l'amélioration de la surveillance des sous-traitants), ainsi que des études de modifications et des moyens complémentaires (comme la faisabilité de la mise en place d'un arrêt automatique de la centrale nucléaire en cas de détection d'un séisme¹ ou la faisabilité de dispositifs supplémentaires de protection des eaux souterraines et superficielles en cas d'accident grave) permettant à l'ASN de se positionner sur de futures options de sûreté,
- la mise en place progressive d'un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de sécuriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes, dépassant les niveaux actuels de dimensionnement,
- la mise en place de la « force d'action rapide nucléaire (FARN) » proposée par EDF, dispositif national d'urgence rassemblant des équipes spécialisées et des équipements permettant d'intervenir en moins de 24 heures sur un site accidenté.

Ainsi, la centrale nucléaire de Gravelines a fait l'objet de ce premier lot de prescriptions de l'ASN dans sa décision en référence [7].

Ce premier lot de prescriptions a été complété, le 21 janvier 2014, par un second lot de prescriptions fixant des exigences complémentaires pour la mise en place du « noyau dur » susmentionné sur l'ensemble des réacteurs nucléaires [8]. Ces prescriptions précisent les objectifs et les éléments constituant ce « noyau dur », qui devra comprendre des dispositions pour :

- prévenir un accident grave affectant le cœur du réacteur ou la piscine d'entreposage du combustible irradié ;

¹ EDF a estimé que l'arrêt automatique du réacteur sur séisme était favorable et a déclaré une modification matérielle à l'ASN pour la mettre en œuvre. Après instruction, avec l'appui de l'IRSN, l'ASN a donné son accord à la mise en œuvre de cette modification.

- limiter les conséquences d'un accident qui n'aurait pu être évité, avec pour objectif de préserver l'intégrité de l'enceinte de confinement sans ouverture du dispositif d'éventage. Cet objectif de limitation des conséquences d'un accident s'applique à l'ensemble des phases d'un accident ;
- permettre à l'exploitant d'assurer ses missions de gestion de crise.

Ce « noyau dur » doit être aussi indépendant que possible des dispositifs existants, notamment pour ce qui concerne le contrôle-commande et l'alimentation électrique. Les prescriptions précisent les règles de conception à retenir pour les matériels du « noyau dur ». Ces règles doivent être conformes aux normes de justification sismique les plus exigeantes. Enfin, elles conduiront EDF à retenir des aléas notablement majorés pour les matériels du « noyau dur », en particulier pour le séisme et l'inondation.

Pour prendre en compte les contraintes liées à l'ingénierie de ces grands travaux mais aussi au besoin d'apporter au plus tôt les améliorations post-Fukushima, la mise en place des mesures post-Fukushima est prévue en trois phases :

- phase 1 (2012-2015) : mise en place des dispositions temporaires ou mobiles visant à renforcer la prise en compte des situations principales de perte totale de la source froide ou des alimentations électriques, situations à l'origine de l'accident de Fukushima Daiichi. Ces dispositions comprennent par exemple la mise en place de groupes électrogènes de moyenne puissance sur chaque réacteur, le renforcement des moyens locaux de crise (pompes, groupes électrogènes, flexibles...), la mise en place de piquages de raccordement pour les moyens mobiles, le renforcement de la tenue au séisme (SMS) et à l'inondation (crue millénaire majorée) des locaux de gestion de crise, ainsi que le déploiement de la « force d'action rapide nucléaire » (FARN), qui permet d'apporter un secours à un site accidenté en fournissant des équipes spécialisées pouvant suppléer celles de la centrale concernée et du matériel mobile assurant des appoints en eau et électricité ;
- phase 2 : Mise en place des éléments fondamentaux du noyau dur, notamment un diesel d'ultime secours de grande capacité nécessitant la construction d'un bâtiment dédié, une source d'eau ultime dédiée et un appoint d'eau ultime, ainsi que pour chaque site la construction d'un centre de crise local capable de résister à des agressions externes extrêmes. La mise en place de ces dispositions sera progressive, a débuté en 2015 et sera majoritairement achevée en 2022 ;
- phase 3 (à partir de 2019) : Cette phase vient compléter la première pour améliorer le taux de couverture des scénarii d'accidents potentiels pris en compte. Ces moyens comprennent la finalisation des raccordements de l'appoint ultime au réacteur, la mise en place d'un système de contrôle commande ultime et de l'instrumentation définitive du noyau dur, la mise en place d'un système ultime de refroidissement de l'enceinte permettant d'éviter l'ouverture de l'évent filtré de l'enceinte de confinement, la mise en place d'une solution de noyage du puits de cuve pour prévenir la traversée du radier par le corium. Ces moyens ont été définis par EDF également dans l'optique de la poursuite du fonctionnement des réacteurs puisqu'ils correspondent aux objectifs fixés par l'ASN dans ce cadre. EDF prévoit donc leur mise en place dans le cadre des prochains réexamens périodiques.

EDF a respecté l'ensemble des échéances réglementaires de ces prescriptions et a notamment mis en place les modifications requises par la décision en référence [7] avant le 31 décembre 2015, en particulier vis-à-vis des risques sismique et d'inondation, de la limitation des rejets en cas d'accident, du maintien de l'inventaire en eau des piscines en situations d'agressions externes, de l'amélioration de l'instrumentation et du déploiement de la FARN. L'ASN sera vigilante à ce que les modifications requises à échéances ultérieures soient réalisées selon les dispositions prévues. De la même façon, elle s'assurera du respect des échéances de mise en place des dispositions « noyau dur » prescrites par la décision en référence [8].

Conformément aux préconisations de l'ENSREG et du Conseil européen, l'ASN a élaboré un plan d'actions national pour s'assurer que les évaluations complémentaires de sûreté seraient suivies de mesures d'amélioration de la sûreté, à l'échelle nationale, et que celles-ci seraient mises en œuvre de manière cohérente. Ce plan d'actions, mis à jour en décembre 2014, est disponible sur le site Internet de l'ASN (www.asn.fr).

Au-delà, l'ASN rappelle que le retour d'expérience approfondi de l'accident de Fukushima Daiichi pourra prendre une dizaine d'années et pourra éventuellement la conduire à modifier ou compléter les prescriptions qu'elle aura déjà prises.

3.2.2 Inspections de l'ASN

En complément des évaluations complémentaires de sûreté, l'ASN a engagé en 2011 une campagne d'inspections ciblées sur des thèmes en lien direct avec l'accident de Fukushima Daiichi. Ces inspections menées sur l'ensemble des installations nucléaires jugées prioritaires visaient à contrôler sur le terrain la conformité des matériels et de l'organisation de l'exploitant au regard du référentiel de sûreté existant.

Ainsi, des inspections ciblées se sont déroulées sur la centrale nucléaire de Gravelines du 21 juin au 11 octobre 2011. Elles ont fait l'objet de quarante demandes d'actions correctives et vingt-huit demandes de compléments d'information dans les lettres de suite en référence [11].

L'ASN a mené les 7 juin et 5 septembre 2012 des inspections de récolement destinées à vérifier que les actions correctives définies par EDF en réponse aux demandes formulées par l'ASN à la suite des inspections ciblées du 21 juin au 11 octobre 2011 avaient effectivement été mises en œuvre. Ces inspections de récolement n'ont pas révélé d'écart par rapport aux engagements pris par l'exploitant. Elles ont fait l'objet de treize demandes d'actions correctives et de quatorze demandes de compléments d'information dans la lettre de suite en référence [13].

4 PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES D'EXPLOITATION

Le présent paragraphe fournit un panorama de l'historique d'exploitation du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines au moment de sa troisième visite décennale.

4.1 PRÉSENTATION GÉNÉRALE DES INSTALLATIONS

La création de la centrale nucléaire de Gravelines a été autorisée par les décrets en référence [1] et [2]. Les réacteurs n° 1 et n° 2 constituent l'installation nucléaire de base (INB) n° 96.

Le site comprend 6 réacteurs à eau sous pression (REP), de conception identique (palier « CP1 »), d'une puissance électrique de 900 MWe chacun, qui produisent l'équivalent de la consommation d'électricité des départements du Nord et du Pas-de-Calais (de l'ordre de 31,7 TWh) soit 9 % de la production nucléaire d'EDF. Les travaux de construction ont démarré en 1974 pour la première unité (réacteurs n° 1 à 4) et se sont achevés en 1985 pour la dernière (réacteurs n° 5 et 6).

La centrale nucléaire de Gravelines est située sur le territoire de la commune de Gravelines (Nord) à 22 km à l'est de Calais et à 16,5 km à l'ouest de Dunkerque. Les installations sont implantées en bordure de la mer du Nord, immédiatement à l'ouest de la jetée des Huttes de l'avant-port ouest de Dunkerque.

Les rejets ainsi que le prélèvement et la consommation d'eau de la centrale nucléaire de Gravelines sont encadrés par l'arrêté interministériel du 7 novembre 2003 en référence [4].

L'environnement industriel est dense, avec notamment la présence de huit établissements « SEVESO » dans un rayon de dix kilomètres. L'établissement le plus proche (700 m) est un dépôt d'hydrocarbures, les Appontements Pétroliers des Flandres (APF). Initialement, il s'agissait d'un dépôt de pétrole brut mais, depuis 2013, le pétrole brut a été remplacé par du gasoil. Un nouvel établissement « SEVESO » est en cours de construction ; il s'agit d'un terminal méthanier situé à 4 km de la centrale. Cette installation devrait être mise en service à la fin de l'année 2016.

Le site se trouve à environ 30 km de la Belgique et 60 km de la Grande-Bretagne.



4.2 PARTICULARITÉS DE LA CENTRALE DE GRAVELINES PAR RAPPORT AU RESTE DES RÉACTEURS D'EDF

Avec 34 réacteurs du palier 900 MWe, 20 réacteurs du palier 1300 MWe et 4 réacteurs du palier 1450 MWe, le parc électronucléaire d'EDF est standardisé. Ainsi, de nombreuses similitudes existent entre les centrales nucléaires d'un même palier, voire de deux paliers différents. Il n'en reste pas moins que chaque centrale, voire chaque réacteur, peut posséder, en raison de son implantation géographique, de choix d'ingénierie particuliers, d'opportunités diverses ou de justifications historiques, des particularités.

La suite de ce paragraphe énumère les particularités les plus notables de la centrale nucléaire de Gravelines par rapport aux autres centrales nucléaires exploitées par EDF. Certains de ces points ont fait l'objet de prescriptions dans le cadre du réexamen périodique (voir la décision ASN en référence [22]).

Particularités techniques :

À l'origine de la construction de la centrale, il y avait également un projet de construction d'un terminal méthanier dans le port de Dunkerque. Afin de prendre en compte le risque possiblement créé par un tel établissement sur la sûreté de la centrale nucléaire, le décret d'autorisation de création [1] demande :

- le maintien du confinement des produits radioactifs,
- la mise à l'arrêt sûr et le maintien dans cet état,
- le refroidissement à long terme du combustible des différents réacteurs,

dans le cas d'une explosion provoquant une onde de surpression incidente de forme triangulaire et à front raide ayant les caractéristiques suivantes :

- valeur maximale de surpression : 200 mbar ;
- durée de la surpression : 400 ms.

4.3 EXPLOITATION DU RÉACTEUR

Les principales étapes d'exploitation du réacteur n° 1 sont présentées ci-après :

Étapes d'exploitation	Dates
Première divergence	22 février 1980
Premier couplage au réseau d'électricité	13 mars 1980
Visite complète n° 1	18 septembre 1981 au 4 juin 1982
Visite décennale n° 1	11 août 1990 au 21 décembre 1990
Changement des générateurs de vapeur	5 février 1994 au 17 mai 1994
Visite décennale n° 2	12 mai 2001 au 29 août 2001
Visite décennale n° 3	28 juillet 2011 au 21 mars 2012

4.4 GESTION DU COMBUSTIBLE

Le mode de gestion du combustible du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines a évolué au cours des trente premières années du fonctionnement. Les principales étapes de cette évolution sont décrites ci-après :

- 1980 : combustible en uranium enrichi à 3,25 % renouvelé par tiers de cœur ;
- 1997 : mode de gestion GARANCE hybride MOX ;
- 2000 : mode de gestion GARANCE MOX NT ;
- 2009 : mode de gestion parité MOX.

4.5 EXPLOITATION DE LA CUVE

Comme l'ensemble des équipements sous pression du circuit primaire principal, la cuve d'un réacteur électronucléaire subit, à l'issue de sa fabrication, une première épreuve hydraulique au titre de la fin de construction de la chaudière nucléaire, une seconde dans les trente premiers mois après le premier chargement en combustible, puis une épreuve tous les dix ans. Avant la réalisation de la troisième visite décennale, la cuve du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines a par conséquent fait l'objet de cinq épreuves hydrauliques : en 1978 (visite complète en fin de construction), 1981 (visite complète), 1990 (visite décennale n° 1), 1994 à l'occasion du remplacement des générateurs de vapeur et 2001 (visite décennale n° 2) sous des pressions respectives de 228, 207, 207, 228 et 207 bar.

Cas particulier des défauts sous revêtement

Les contrôles menés en 2001 à l'occasion de la deuxième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines n'ont pas mis en évidence de défauts sous revêtement.

Cas particulier des pénétrations de fond de cuve

En 2001, dans le cadre de la stratégie de maintenance des zones en Inconel définie par EDF, les 50 pénétrations de fond de cuve (PFC) du réacteur n° 1 de Gravelines ont été contrôlées. Ces contrôles ont révélé deux indications sur la PFC n° 4 et une indication sur la PFC n° 20. Ces indications ont été attribuées à des défauts de fabrication et les analyses menées ont conclu alors à leur absence de nocivité (voir paragraphe 6.1.1).

Couvercle de cuve

Le couvercle de cuve d'origine, équipé de traversées en alliage de type Inconel 600 non-traité thermiquement et présentant une forte sensibilité à la corrosion sous contrainte, a été remplacé en 1999 par un nouveau couvercle équipé de traversées en alliage de type Inconel 690 moins sensible à ce mode de dégradation.

4.6 EXPLOITATION DU CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL

À la suite de la mise en évidence au début des années 1990 du phénomène de corrosion sous contrainte affectant les équipements sous pression fabriqués en alliage de type Inconel 600 non-traité thermiquement, les générateurs de vapeur du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines ont été remplacés au cours d'une visite partielle en 1994. Le réacteur est désormais équipé de générateurs de vapeur avec des tubes en alliage de type Inconel 690 TT (traité thermiquement), moins sensible au phénomène de corrosion sous contrainte.

Avant la troisième visite décennale, les générateurs de vapeur présentaient un taux de bouchage très faible, seuls 4 tubes sur 3330 et 1 tube sur 3330 étant obturés respectivement sur les générateurs de vapeur n° 1 et n° 2. Les générateurs de vapeur du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines sont peu sensibles au phénomène de colmatage, en raison des dispositions prises à la conception et en exploitation (conditionnement chimique du circuit secondaire).

Les autres éléments constitutifs du circuit primaire principal (tuyauteries primaires, piquages, pressuriseur, groupes motopompes primaires, soupapes, organes de robinetterie) ne présentent ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement.

Conformément aux exigences réglementaires applicables, EDF assure un suivi des régimes transitoires subis par la chaudière nucléaire. Lors du démarrage du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a justifié la tenue mécanique du circuit primaire pour une durée de quarante ans de fonctionnement sur la base d'un nombre alloué défini de régimes transitoires.

À ce jour, 13 situations ont atteint ou dépassé 50 % des occurrences qui leur sont allouées et font l'objet d'une surveillance particulière. Au vu du bilan de consommation, sur les 13 situations précitées, la mise en service de l'aspersion auxiliaire avec la décharge du circuit de contrôle volumique et chimique du circuit primaire isolé dépasse les occurrences allouées initialement mais a fait l'objet d'une note de justification.

4.7 EXPLOITATION DES CIRCUITS SECONDAIRES PRINCIPAUX

Avant la réalisation de la troisième visite décennale, les circuits secondaires principaux ont subi cinq épreuves hydrauliques en 1978, 1981, 1986, 1994 et en 2003.

Les robinets, soupapes et vannes installés sur les circuits secondaires principaux ainsi que les soupapes des générateurs de vapeur ne présentent ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement.

4.8 EXPLOITATION DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT

L'enceinte de confinement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines est constituée d'une paroi de béton précontraint revêtue d'une peau métallique de faible épaisseur.

Avant la réalisation de la troisième visite décennale, cette enceinte avait fait l'objet de quatre épreuves en 1979, 1983, 1990 et en 2001. Le taux maximal de fuites, soit 2,7 Nm³/h incertitudes comprises pour un critère maximal fixé à 16,1 Nm³/h, a été observé en 1979.

L'enceinte de confinement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines ne présente ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement.

4.9 EXPLOITATION DES AUTRES MATÉRIELS

Dans le cadre de la déclinaison du programme national de gestion du vieillissement, EDF a procédé à une analyse des éventuelles spécificités des équipements du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines. Il en ressort que ces matériels, regroupant les matériels mécaniques, électriques, l'instrumentation et les structures de génie civil, n'ont présenté par le passé ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement.

4.10 ÉVÉNEMENTS SIGNIFICATIFS

Au cours des trente premières années de fonctionnement, des écarts aux règles d'exploitation et aux référentiels de sûreté ont été détectés sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines. Ces écarts ont été décelés grâce aux actions mises en œuvre par EDF et aux vérifications systématiques demandées par l'ASN.

Depuis 1991, les événements significatifs déclarés par EDF sont classés sur l'échelle internationale INES graduée de 0 à 7. Le panorama des événements relatifs à la sûreté et ayant concerné le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines entre le 1^{er} janvier 1994 et le 31 juillet 2012 est synthétisé ci-après :

Niveau sur l'échelle INES	Total des événements affectant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines depuis la mise en place de l'échelle INES	Événements affectant spécifiquement le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines	Événements affectant le réacteur n° 1 et d'autres réacteurs exploités par EDF
≥3	0	0	0
2	3	0	3 (*)
1	45	26	19

Nota : depuis 2000, les avis d'incidents classés aux niveaux 1 et plus de l'échelle INES sont consultables sur le site Internet de l'ASN (www.asn.fr).

* Événements classés niveau 2 sur l'échelle INES affectant le réacteur n° 1 et d'autres réacteurs exploités par EDF :

- Incident du 31 décembre 2003 concernant le risque de colmatage des filtres des puisards situés au fond du bâtiment du réacteur ayant affecté l'ensemble des réacteurs d'EDF ;
- Incident du 7 juillet 2004 concernant une anomalie susceptible d'affecter certains coffrets de raccordement électrique ayant également affecté l'ensemble des réacteurs d'EDF ;
- Incident du 9 décembre 2005 concernant les vibrations anormales sur les pompes RIS et EAS, ayant affecté l'ensemble des réacteurs de 900 MWe.

Conformément aux modalités de déclaration des événements significatifs, EDF a informé l'ASN après leur détection et procédé pour chacun d'entre eux à une analyse approfondie des causes. Au travers des rapports d'analyse transmis à l'ASN, EDF a également défini les actions pour corriger la situation et pour éviter le renouvellement des événements déclarés.

L'ASN considère que les événements survenus sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines ont fait l'objet d'un traitement adapté et ne remettent pas en cause l'aptitude à la poursuite du fonctionnement de ce réacteur.

4.11 RÈGLES GÉNÉRALES D'EXPLOITATION

Les règles générales d'exploitation sont un recueil de règles qui définissent le domaine de fonctionnement de l'installation. Elles comprennent notamment :

- les spécifications techniques d'exploitation définissant les limites de fonctionnement normal de l'installation, les fonctions de sûreté nécessaires et les conduites à tenir en cas de dépassement d'une limite de fonctionnement normal ou d'indisponibilité d'un matériel requis ;
- les règles des essais périodiques destinés à vérifier le bon fonctionnement des matériels importants pour la sûreté et la disponibilité des systèmes sollicités en situation accidentelle ;
- les règles de conduite permettant de ramener le réacteur dans un état stable et de l'y maintenir en cas de situation incidentelle ou accidentelle.

4.11.1 *Spécifications techniques d'exploitation et règles d'essais périodiques*

Au cours des trente premières années de fonctionnement, les spécifications techniques d'exploitation et les règles d'essais périodiques du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines ont évolué conformément aux orientations fixées par l'ASN, intégrant notamment le retour d'expérience de l'exploitation de réacteurs. Elles ont également été adaptées pour prendre en compte les modifications matérielles réalisées sur le réacteur. Les principales modifications décidées par EDF et mises en œuvre sur l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines depuis la deuxième visite décennale sont indiquées ci-après :

- juillet 2001 : intégration des dossiers d'amendement associés aux modifications matérielles mises en œuvre dans le cadre de la deuxième visite décennale ;
- juillet 2003 : intégration du dossier d'amendement lié à l'interaction pastille gaine ;
- juillet 2004 : intégration du dossier d'amendement n° 1 ;
- avril 2005 : intégration du dossier d'amendement « DA PTR » relatif à l'affaire PARC 9609 ;
- avril 2005 : intégration du dossier d'amendement relatif au réglage des alarmes « flux élevé à l'arrêt » durant les opérations de manutention combustible ;
- octobre 2005 : intégration du dossier d'amendement relatif à un incident réseau généralisé ;
- janvier 2009 : intégration du document standard du palier technique documentaire n° 2 ;
- janvier 2009 : intégration du dossier d'amendement lié aux prescriptions d'utilisation du tampon matériel de l'enceinte du bâtiment réacteur ;
- mai 2009 : intégration du dossier d'amendement lié à la réalisation d'échelons de puissance ;
- juillet 2009 : passage de la gestion combustible « Garance » à la gestion combustible « Parité MOX » selon le document standard du palier technique documentaire n° 2 ;
- juillet 2009 : intégration du dossier d'amendement relatif au système de ventilation du système d'aspersion de secours de l'enceinte ;
- février 2010 : intégration du dossier d'amendement relatif au fonctionnement à bas débit du système de ventilation du bâtiment des auxiliaires nucléaires ;
- mai 2010 : intégration du dossier d'amendement relatif à l'ajout de racks à déchet dans le bâtiment combustible ;
- décembre 2010 : intégration du dossier d'amendement relatif au retour d'expérience 2009 ;
- décembre 2010 : intégration du dossier d'amendement relatif au système de commande et mesure de position des grappes longues ;
- mars 2011 : intégration du dossier d'amendement associé aux modifications matérielles mises en œuvre dans le cadre de la troisième visite décennale.

4.11.2 *Procédures de conduite en situation incidentelle et accidentelle*

À l'origine, les procédures de conduite en situation incidentelle et accidentelle ont suivi une approche « événementielle », fondée sur une liste conventionnelle d'accidents. Ainsi, à un type d'incident ou d'accident donné correspondait une consigne.

L'accident survenu le 28 mars 1979 sur la centrale nucléaire de Three Mile Island (États-Unis) a montré les limites de l'approche événementielle et EDF a alors développé une approche dite « par état » consistant à élaborer des stratégies de conduite en fonction de l'état physique identifié de la chaudière nucléaire, quels que soient les événements ayant conduit à cet état. Un diagnostic permanent permet, si l'état se dégrade, d'abandonner la procédure ou la séquence en cours, et d'appliquer une procédure ou une séquence mieux adaptée.

L'approche par état a été progressivement introduite au sein du parc nucléaire exploité par EDF sur le territoire français. Le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines en a été doté en 2001.

4.12 MODIFICATIONS APPORTÉES AU RÉACTEUR

À la suite d'études menées par les services d'ingénierie d'EDF en vue d'améliorer la sûreté, des modifications ont été mises en œuvre sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

4.12.1 Modifications réalisées lors de la deuxième visite décennale

À la suite des revues de conception de systèmes importants pour la sûreté protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement dans le cadre du réexamen périodique associé à la deuxième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, des modifications ont été réalisées. Elles avaient pour objectifs :

- l'amélioration de plusieurs systèmes ou circuits importants pour la sûreté : le système de ventilation des locaux abritant les moteurs des pompes d'injection de sécurité, le groupe turboalternateur de secours et le circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur ;
- la simplification de la gestion des incidents ou accidents graves par l'amélioration apportée aux circuits d'injection de sécurité et d'aspersion enceinte, la mise en place d'un système d'isolement de la décharge du circuit de contrôle volumétrique et chimique en cas de perte du circuit de refroidissement intermédiaire et la mise en place d'un système de réinjection des effluents dans le bâtiment réacteur en cas d'incident ;
- le renforcement de la protection contre les agressions, notamment en matière de protection vis-à-vis des situations de grands froids des bâtiments ventilés, de tenue au séisme des tuyauteries des circuits d'alimentation de secours des générateurs de vapeur et de tenue des matériels non classés au séisme ;
- l'amélioration des conditions de radioprotection, notamment par la mise en place de commandes à distance sur des vannes du circuit d'injection de sécurité.

4.12.2 Modifications réalisées entre la deuxième visite décennale et la troisième visite décennale

Les modifications apportées au réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines entre 2001 et 2011 avaient pour objectifs principaux :

- l'amélioration de la sûreté du réacteur vis-à-vis de la gestion des accidents par la mise en place d'un dispositif d'arrêt automatique des groupes motopompes primaires au cours de certains accidents de brèche sur le circuit primaire, d'un système de sur-remplissage des accumulateurs d'injection de sécurité et d'un nouveau système de filtration dans les puisards des systèmes d'injection de sécurité et d'aspersion de l'enceinte de confinement ;
- l'amélioration de la gestion des accidents graves par la mise en place de capteurs de mesure de pression de l'enceinte de confinement et l'installation de recombineurs autocatalytiques passifs d'hydrogène ;
- la protection contre le séisme par l'amélioration des ancrages des matériels et contre les inondations et l'incendie par la mise en œuvre de plans d'actions dédiés.

4.13 APPRÉCIATION GÉNÉRALE DE L'ASN SUR L'EXPLOITATION

L'ASN considère que les performances en matière de radioprotection et de protection de l'environnement du site de Gravelines rejoignent globalement l'appréciation générale portée sur EDF.

Toutefois, l'ASN estime que les performances en matière de sûreté nucléaire sont en retrait par rapport aux autres sites. Le site doit engager des actions notamment en matière de fiabilisation des pratiques, de rigueur d'exploitation, de détection rapide des écarts et d'application des consignes.

Sur le plan de la maintenance, l'ASN estime que le site a progressé sur l'état général de certains équipements des installations. Les efforts doivent être poursuivis sur les autres équipements sensibles à la corrosion du fait de leur situation en bordure de mer et de leur vieillissement. Les opérations de maintenance conduisant à une défiabilisation des équipements sont moins nombreuses, mais le site doit rester vigilant sur ce point.

5 RÉEXAMEN PÉRIODIQUE

5.1 DÉMARCHE ADOPTÉE

Les deux premiers alinéas de l'article L. 593-18 du code de l'environnement prévoient :

« L'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales.

Ce réexamen doit permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1, en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires. »

Par ailleurs, l'article L. 593-19 du code de l'environnement prévoit :

« L'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire et au ministre chargé de la sûreté nucléaire un rapport comportant les conclusions de l'examen prévu à l'article L. 593-18 et, le cas échéant, les dispositions qu'il envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la sûreté de son installation.

Après analyse du rapport, l'Autorité de sûreté nucléaire peut imposer de nouvelles prescriptions techniques. Elle communique au ministre chargé de la sûreté nucléaire son analyse du rapport. »

Dans le cadre du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a :

- procédé à un examen de conformité, en examinant en profondeur la situation de l'installation afin de vérifier qu'elle respecte bien l'ensemble des règles qui lui sont applicables selon un programme défini en amont ;
- amélioré le niveau de sûreté de l'installation en comparant notamment les exigences applicables à celles en vigueur pour des installations similaires présentant des objectifs et des pratiques de sûreté plus récents et en prenant en considération l'évolution des connaissances ainsi que le retour d'expérience national et international.

S'agissant du réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe ayant fonctionné pendant trente ans après leur première divergence, la standardisation des installations exploitées par EDF l'a conduite à adopter une approche comprenant une première phase générique, c'est-à-dire traitant des aspects communs à tous ces réacteurs, et une seconde propre à chaque réacteur.

L'ASN et l'IRSN, son appui technique, ont analysé les études génériques menées par EDF. L'ASN s'est appuyée sur l'avis formulé par le groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires à l'issue de sa réunion du 20 novembre 2008 et a transmis à EDF, par courrier en référence [10], sa position sur les aspects génériques de la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 900 MWe à l'issue de leur troisième visite décennale.

Sous réserve du respect des engagements pris par EDF et de la prise en compte des demandes formulées par l'ASN dans le courrier en référence [10], l'ASN n'a pas identifié d'éléments mettant en cause la capacité d'EDF à maîtriser la sûreté des réacteurs de 900 MWe jusqu'à quarante ans après leur première divergence.

EDF a intégré ces réserves dans le cadre du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines. À l'issue de la troisième visite décennale, EDF a adressé à l'ASN le bilan de l'examen de conformité (référence [18]), le dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (référence [19]) et le rapport de conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (référence [20]).

Saisi par l'ASN, l'IRSN a rendu son avis (référence [16]) sur :

- les conclusions du réexamen périodique spécifique au réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines ;
- les résultats de l'examen de conformité de ce réacteur ;
- les modifications intégrées dans le cadre de la réévaluation de sûreté sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines à l'issue de sa troisième visite décennale et les délais de mise en œuvre proposés par EDF pour celles devant encore être réalisées ;
- l'appropriation par EDF du processus de maîtrise du vieillissement et des dispositions techniques mises en place dans le cadre de la poursuite du fonctionnement de ce réacteur.

Saisi par l'ASN, le groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires a rendu son avis (référence [14]) sur les modalités de réparation de la pénétration de fond de cuve n° 4 du réacteur n° 1 de Gravelines et les mesures prévues par l'exploitant jusqu'à la mise en œuvre de cette opération (voir paragraphe 6.1.1).

Enfin, la Commission Locale d'Information (CLI) de Gravelines a suivi le déroulement de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de Gravelines, dans le cadre d'une convention en date du 9 novembre 2011 signée par l'ASN, la CLI, l'ANCCLI, EDF et le GSIEN.

Sur la base de l'examen de ces documents, l'ASN expose ci-après son analyse des conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines. En application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, l'ASN a imposé à EDF, par décision citée en référence [22], des prescriptions techniques issues du réexamen périodique qui adaptent les conditions d'exploitation du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines afin d'en améliorer le niveau de sûreté.

5.2 EXAMEN DE CONFORMITÉ

5.2.1 Objectifs

L'examen de conformité consiste en la comparaison de l'état de l'installation au référentiel de sûreté et à la réglementation applicables, comprenant notamment son décret d'autorisation de création et l'ensemble des prescriptions de l'ASN. Cet examen de conformité vise à s'assurer que les évolutions de l'installation et de son exploitation, dues à des modifications ou à son vieillissement, respectent l'ensemble de la réglementation applicable et ne remettent pas en cause son référentiel de sûreté. Cet examen décennal ne dispense cependant pas l'exploitant de son obligation permanente de garantir la conformité de son installation.

Selon les thématiques abordées, EDF s'est notamment assurée de la bonne intégration des dispositions ou des modifications programmées par ses centres d'ingénierie, de la bonne réalisation des opérations de maintenance et des essais périodiques prévus par les documents d'exploitation, de la prise en compte du risque sismique pour la tenue de certains équipements et de la conformité par rapport aux plans.

L'examen de conformité, qui a pu prendre la forme de contrôles documentaires ou *in situ*, a porté sur dix thèmes sur lesquels l'ASN a donné son accord en septembre 2005 (courrier en référence [10]) :

- quatre thèmes ont été examinés sans contrôle spécifique *in situ* : le retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais (Gironde) en 1999, le risque d'incendie, le génie civil et la tenue du tube transfert du combustible entre les bâtiments réacteur et combustible ;
- trois thèmes ont été examinés par des contrôles majoritairement matériels réalisés sur le réacteur : les ancrages, le supportage des chemins de câbles et la ventilation ;
- trois thèmes ont été examinés par des contrôles majoritairement documentaires : le séisme événement², l'opérabilité des matériels mobiles appelés dans les procédures de conduite incidentelle et accidentelle et le risque de criticité.

² La démarche « séisme événement » a pour objectif de prévenir de l'agression d'un matériel nécessaire en cas de séisme par un matériel ou une structure non classée au séisme, en particulier des matériels mis en place provisoirement pour des chantiers de maintenance.

Pour ce faire, EDF a établi, pour chacun de ces thèmes, un programme de contrôles sur certains équipements ou ouvrages sélectionnés sur la base des enjeux de sûreté, du retour d'expérience et de l'examen de conformité précédent.

5.2.2 Principaux résultats des contrôles et examens réalisés lors de la troisième visite décennale

Afin de s'assurer de la conformité du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines au référentiel de sûreté et à la réglementation applicables, EDF a non seulement réalisé des examens documentaires mais également effectué, lors de la troisième visite décennale, de nombreux contrôles détaillés ci-après.

5.2.2.1 Retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais

À l'occasion de la troisième visite décennale, EDF a examiné si les actions de protection de la centrale nucléaire de Gravelines décidées dans le cadre de la prise en compte du retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais (Gironde) en 1999 avaient été effectivement mises en œuvre.

En 2010, à l'occasion de la mise à jour du dossier de site « stade 3 » de la centrale nucléaire de Gravelines relatif au retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais, EDF a fait le point notamment sur les modifications réalisées :

- réévaluation de la crue millénaire majorée de sécurité (CMS) à 6,12 m NGF N ;
- mise en place d'une protection périphérique du site constituée de murets et digues longeant le canal d'aménée et l'extrémité ouest des canaux d'aménée et de rejet formant une protection continue vis-à-vis de la mer ;
- traitement des by-pass potentiels de la protection périphérique ;
- mise en place de dispositifs de protection (murets) à l'intérieur des stations de pompage afin de circonscrire la propagation de l'eau passant par les by-pass potentiels en station de pompage ;
- création d'une zone inondable étanche à l'arrière de la station de pompage.

Sur la base des éléments qu'elle a analysés, l'ASN note que les modifications annoncées ont été réalisées et considère que le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines est conforme au référentiel applicable pour ce thème.

5.2.2.2 Génie civil

À l'occasion de la troisième visite décennale, EDF a procédé à des examens visuels d'ouvrages de génie civil du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

Ces examens ont montré que le réacteur n° 1 de Gravelines est dans l'ensemble conforme au référentiel applicable et que les programmes d'entretien sont correctement appliqués. Les défauts mis en évidence par EDF à l'occasion de ces examens et susceptibles d'avoir un impact sur la sûreté ont fait l'objet d'actions correctives et ont été traités au plus tard lors de la troisième visite décennale.

L'ASN estime néanmoins que les délais de traitement de certains défauts, dits préventifs, doivent, en tout état de cause, être aussi courts que raisonnablement possible. L'ASN impose donc à l'exploitant dans sa décision en référence [22] de prendre les dispositions nécessaires pour résorber l'ensemble des écarts avant le 31 décembre 2017.

5.2.2.3 Ancrages

À l'occasion de la troisième visite décennale, EDF a vérifié l'ancrage de matériels importants pour la sûreté du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

Pour ces équipements, des contrôles ont été réalisés afin de vérifier la conformité aux plans, l'absence d'anomalie et l'état du génie civil au voisinage des ancrages. Par ailleurs, des contrôles plus spécifiques ont été réalisés sur certains types d'ancrages.

Ces contrôles n'ont pas mis en évidence d'écarts notables. Peu d'entre eux ont nécessité une réparation et, pour ces derniers, la remise en conformité a été réalisée lors de la troisième visite décennale.

L'ASN considère que les vérifications menées par EDF sont satisfaisantes et que les écarts relevés à cette occasion ont fait l'objet d'un traitement approprié.

5.2.2.4 Supportage des chemins de câbles

À l'occasion de la troisième visite décennale, EDF a examiné la résistance aux séismes de la structure mécanique de chemins de câbles (constitués de tablettes métalliques fixées à des pendards, eux-mêmes ancrés au génie civil) des bâtiments électriques et de certaines zones du bâtiment des auxiliaires nucléaires et du bâtiment combustible. Les contrôles ont mis en évidence des écarts consistant essentiellement en des dépassements de charge admissible des pendards, à des défauts de conception ou à des dégradations.

L'ASN considère que les vérifications menées par EDF sont satisfaisantes et que les écarts relevés par EDF à cette occasion ont fait l'objet d'un traitement approprié.

Toutefois, l'ASN a demandé à EDF, lors de la notification de la décision en référence [22], d'étendre les contrôles de conformité des supports des chemins de câbles aux locaux où le risque d'agression de matériels importants pour la sûreté est le plus sensible.

5.2.2.5 Ventilation

À l'occasion de la troisième visite décennale, EDF a contrôlé et réparé les systèmes de ventilation du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines conformément au programme de maintenance qui leur est applicable.

L'ASN considère que les vérifications menées par EDF sont satisfaisantes et que les écarts relevés par EDF à cette occasion ont fait l'objet d'un traitement approprié.

5.2.3 Conclusions de l'examen de conformité

Les thèmes techniques liés à la tenue au séisme du tube de transfert, aux ancrages, aux supportages des chemins de câbles, à la ventilation, à l'opérabilité des moyens mobiles et à la criticité ont fait l'objet de constats d'écarts mineurs. Ces derniers ont généralement pu être traités par EDF avant le redémarrage du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines par une réparation, l'intégration d'une modification adaptée ou le maintien en l'état justifié par une analyse.

Concernant les matériels importants pour la sûreté, les écarts identifiés par EDF susceptibles d'avoir une incidence sur le respect des exigences ont été corrigés.

Il ressort du bilan d'examen de conformité du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines que, d'une manière générale, les dispositions retenues par EDF pour corriger les écarts (caractérisation et délai de traitement), tant matériels que documentaires, sont jugées satisfaisantes.

Toutefois, l'ASN estime que la gestion des écarts, principalement en matière de génie civil, devrait être améliorée par EDF au regard des enjeux de sûreté associés.

Ces éléments n'obèrent toutefois pas la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

5.3 RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ

5.3.1 Objectifs

La réévaluation de sûreté vise à apprécier la sûreté de l'installation et à l'améliorer au regard :

- de la réglementation française, des objectifs et des pratiques de sûreté les plus récents, en France et à l'étranger ;
- du retour d'expérience d'exploitation de l'installation ;

- du retour d'expérience d'autres installations nucléaires en France et à l'étranger ;
- des enseignements tirés des autres installations ou équipements à risque.

5.3.2 *Résultats des études réalisées au titre de la réévaluation de sûreté*

Par courrier en référence [23], l'ASN a demandé à EDF de faire porter les études de la réévaluation de sûreté sur les principaux domaines suivants : la gestion des accidents graves, les études probabilistes de sûreté de niveau 1 et 2, le confinement des réacteurs, les agressions internes et externes (séisme, risques associés à l'incendie, à l'explosion et à l'inondation à l'intérieur des sites, agressions d'origine climatique, prise en compte de l'environnement industriel et des voies de communication), les études d'accidents et de leurs conséquences radiologiques, la conception des systèmes et des ouvrages de génie civil, la gestion du vieillissement des installations.

EDF a réalisé des études, afin soit de confirmer la conception actuelle des réacteurs de 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, soit de la modifier, afin de la rendre conforme aux objectifs de sûreté fixés par l'ASN dans le cadre de la réévaluation de sûreté. L'ASN expose, ci-dessous, son avis sur l'atteinte par EDF des objectifs qu'elle lui a fixés dans le cadre de la réévaluation de sûreté.

5.3.2.1 *Inondations d'origine interne*

L'objectif des études menées était d'évaluer les conséquences de la rupture simultanée de l'ensemble des réservoirs non classés au séisme situés dans le bâtiment des auxiliaires nucléaires, cette situation n'ayant pas été prise en compte à la conception des installations. Il s'agissait notamment de vérifier que la disponibilité de matériels et équipements importants pour la protection n'était pas remise en cause.

L'ASN considère que les objectifs associés aux inondations d'origine interne dans le cadre du réexamen périodique sont atteints de manière satisfaisante pour l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir le courrier en référence [10]).

5.3.2.2 *Explosions d'origine interne*

L'objectif des études menées était de vérifier le caractère suffisant des dispositions mises en place afin de maîtriser le risque d'explosion interne. Pour ce faire, EDF a identifié les locaux à risques et a défini des dispositions permettant de maîtriser ces risques.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, des modifications ont par conséquent été mises en œuvre dans les locaux à risques. L'aération, la détection de la présence d'une atmosphère explosive et la mise en place de dispositifs de confinement automatiques ont fait l'objet d'améliorations. Toutefois, l'ensemble des matériels antidéflagrants n'a pas été implanté lors de la troisième visite décennale du réacteur n° 1. L'ASN a prescrit à EDF d'achever la mise en place de ces matériels et notamment les capteurs de niveau du réservoir de contrôle chimique et volumétrique du réacteur (ballon RCV) avant le 31 décembre 2017 (voir la décision ASN en référence [22]).

Par ailleurs, EDF a identifié, postérieurement à la transmission du rapport de conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 1, le caractère incomplet de son programme national de modification visant à prévenir l'apparition de sources d'allumage dans les locaux classés à risque d'atmosphère explosive d'hydrogène, situés dans les bâtiments des auxiliaires nucléaires. Cet écart, qui touche plusieurs réacteurs du palier 900 MWe, a donné lieu à la déclaration d'un événement significatif le 8 juillet 2015. L'analyse qu'en a faite EDF conclut à l'impact limité de cet écart sur la sûreté des installations.

Ces retards de traitement ne sont pas de nature à mettre en cause l'aptitude à la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

Concernant les explosions d'origine interne, l'ASN considère que la réévaluation du niveau de sûreté proposée par EDF et les modifications apportées à l'installation remplissent globalement les objectifs du réexamen périodique.

L'ASN note cependant que, malgré des progrès notables, le référentiel proposé par EDF doit encore être amélioré et devra être complété, en particulier pour garantir l'exhaustivité de l'identification des locaux concernés par le risque d'explosion d'origine interne et affiner les hypothèses associées à la concentration en hydrogène dans certains locaux.

L'appréciation portée par l'ASN sur la maîtrise du risque d'explosion interne s'applique à l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

Ces éléments n'obèrent cependant pas la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

5.3.2.3 Incendie

L'objectif des études menées était d'identifier, sur la base d'une étude probabiliste de sûreté, les principaux locaux dont l'incendie pourrait entraîner une fusion du cœur du réacteur ainsi que de proposer des modifications visant à réduire la sensibilité de ces locaux.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale de Gravelines, les modifications nécessaires ont été mises en œuvre. Elles consistent à protéger à l'aide de protections passives les charges calorifiques ainsi que certains câbles et à installer des détections précoces de départ de feu dans certaines armoires électriques.

Les modifications prévues pour ce thème dans le cadre de la réévaluation de sûreté du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines ont été complètement réalisées.

L'ASN considère que les dispositions mises en place par EDF afin de respecter les objectifs fixés dans le cadre du réexamen sont satisfaisantes pour l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.4 Démarche de vérification sismique

L'objectif des études menées était d'analyser l'impact de la réévaluation du séisme majoré de sécurité en application de la règle fondamentale de sûreté publiée en 2001. Elles visaient en particulier à justifier l'absence d'agression des ouvrages importants pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement par des équipements présents en salle des machines.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, des modifications ont été mises en œuvre. Elles ont consisté à renforcer certains éléments de la charpente métallique de la salle des machines, les ancrages de réservoirs d'entreposage d'effluents liquides, certaines tuyauteries en galerie de la station de pompage et la structure de génie civil de la gabionnade (ouvrage de la prise d'eau).

Enfin, à la suite de la déclaration d'un événement significatif pour la sûreté en novembre 2008, relatif à la non tenue en cas de séisme des galeries d'alimentation en eau brute secourue (SEC) en relation avec les stations de pompage, la modification « reconstitution des joints des galeries SEC et des galeries inter tranches » a été intégralement réalisée sur le réacteur n° 1.

L'ASN considère que la méthodologie d'évaluation du comportement sismique des bâtiments et leur stabilité après réalisation des renforcements et des modifications prévues sont satisfaisantes pour l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

Ce sujet a été réexaminé à l'occasion des évaluations complémentaires de sûreté engagées à la suite de l'accident de Fukushima, en application de la décision ASN en référence [6]. Cet examen a porté sur une évaluation de la conformité des installations à leur référentiel et à une étude de robustesse au-delà du séisme de dimensionnement. L'ASN considère que ces études ont permis de compléter la démarche de réexamen, qui n'allait pas au-delà du dimensionnement de l'installation. Elles ont permis de définir un ensemble de modifications ou de renforcement de matériels qui devront être mis en place par EDF.

5.3.2.5 Agressions d'origine climatique

Les agressions d'origine climatique n'ont pas été intégralement prises en compte à la conception des réacteurs de 900 MWe. L'objectif des études menées par EDF était de poursuivre l'examen des situations de vents forts, du frasil³ et de la neige. Pour celles présentant des risques significatifs, un bilan des dispositions et des études d'amélioration des moyens de prévention ou de gestion de leurs conséquences a été réalisé. L'examen du risque de dérive de nappes d'hydrocarbures a également été intégré à cette thématique.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, les modifications nécessaires ont été mises en œuvre. Elles consistent à :

- installer sur certains matériels importants pour la protection des écrans (casemates ou filets métalliques) résistant aux projectiles générés par des vents extrêmes ;
- modifier les procédures de pilotage du réacteur en situation de frasil ;
- renforcer la protection des bâtiments vis-à-vis du poids d'une épaisse couche de neige.

L'ASN considère que les objectifs associés aux agressions d'origine climatique dans le cadre du réexamen périodique sont atteints de manière satisfaisante sur l'ensemble des réacteurs de 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.6 Autonomie des réacteurs vis-à-vis des agressions externes de mode commun

L'objet des études menées consistait à vérifier que les centrales nucléaires disposent de réserves suffisantes pour permettre la gestion d'une situation conduisant à la perte totale de la source froide ou des alimentations électriques externes. Une telle situation pourrait en particulier survenir à la suite d'une agression externe.

L'ASN considère que l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe sont en capacité de mobiliser de manière adéquate les réserves en eau, fioul et huile afin d'assurer le refroidissement du cœur et du combustible. Cette appréciation s'applique à l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

Dans le cadre de l'analyse des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté menées par EDF à la suite de l'accident de la centrale nucléaire Fukushima Daiichi, l'ASN a pris, le 26 juin 2012, la décision en référence [7] fixant à la centrale nucléaire de Gravelines des prescriptions complémentaires qui conduisent progressivement à un renforcement significatif des marges de sûreté au-delà du dimensionnement de l'installation. Parmi les prescriptions fixées figure la mise en œuvre d'un ensemble de dispositions techniques de secours permettant d'évacuer durablement la puissance résiduelle de la piscine d'entreposage du combustible en cas de perte de la source froide.

Par ailleurs, l'ASN considère qu'EDF doit définir sa stratégie de conduite pour atteindre les conditions de mise en service du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt sans conditionnement en cas de perte des alimentations électriques externes. Cette définition d'une telle stratégie de conduite a également été demandée par l'ASN à EDF par courrier en référence [12] auquel EDF a répondu. Les réponses sont en cours d'instruction par l'ASN dans le cadre du réexamen périodique des réacteurs du palier 900 MWe pour leur quatrième visite décennale et dans le cadre de l'examen des améliorations post-Fukushima.

Ces éléments n'obèrent toutefois pas la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

³ Cristaux ou fragments de glace entraînés par le courant et flottant à la surface d'un cours d'eau.

5.3.2.7 Agressions externes dues à l'environnement industriel et aux voies de communication

L'objet des études menées consistait à vérifier que les centrales nucléaires sont correctement protégées vis-à-vis des risques liés aux chutes d'avions accidentelles et aux explosions externes liées à l'environnement industriel et aux voies de communication.

Sur le plan des risques liés aux chutes d'avions accidentelles, la probabilité de perte de chacune des fonctions de sûreté de la centrale nucléaire de Gravelines respecte l'ordre de grandeur du critère de 10^{-6} par an et par réacteur tel qu'il est fixé par la règle fondamentale de sûreté référencée RFS 1.2.a⁴.

Sur le plan des risques associés à l'environnement industriel et aux voies de communication, les évaluations probabilistes de perte de chacune des fonctions de sûreté respectent l'ordre de grandeur du critère de 10^{-7} par an et par réacteur tel qu'il est fixé par la règle fondamentale de sûreté référencée RFS I.2.d⁵. Toutefois, la fréquence d'occurrence des risques liés au trafic maritime évaluée par EDF étant voisine de ce critère de 10^{-7} par an et par réacteur, l'ASN a demandé à EDF d'explicitier plus en détail la méthodologie utilisée pour estimer ces risques.

L'ASN a par ailleurs eu connaissance, en 2009, du projet de construction d'un terminal méthanier à Dunkerque. Elle a demandé à EDF de fournir une évaluation des risques d'agression externe d'origine industrielle induits par cette nouvelle installation et le trafic maritime de méthaniers associé sur la centrale nucléaire de Gravelines.

Le scénario correspondant à la dérive puis à l'explosion sur le site de la centrale d'un nuage de méthane provenant d'un accident sur le terminal ou sur un navire de transport pourrait induire, par les effets thermiques de l'explosion, la perte des alimentations électriques normales du site, ainsi que la perte des fonctions supports des diesels de secours et donc de ces derniers. Par ailleurs, l'onde de surpression associée à l'explosion pourrait également rendre indisponible le réservoir de traitement et de refroidissement d'eau des piscines (PTR) nécessaire pour conduire le repli en état sûr du réacteur dans certaines situations de perte des alimentations électriques normales du site.

L'analyse des éléments présentés par EDF n'ayant pas permis à l'ASN de valider le caractère suffisamment peu probable de ce scénario au regard du critère fixé par la RFS I.2.d, l'ASN prescrit dans sa décision en référence [21] des dispositions particulières visant à :

- permettre l'arrêt sûr des réacteurs et le refroidissement à long terme du combustible en situation de manque de tension externe consécutive à l'explosion sur le site de la centrale nucléaire d'une nappe de gaz naturel ;
- ce qu'EDF soit immédiatement informée, par l'exploitant du terminal méthanier et le Grand Port Maritime de Dunkerque, de tout événement pouvant constituer un risque pour les installations ou les personnes présentes sur le site, notamment en cas de dérive d'un nuage de gaz naturel ;
- ce qu'EDF soit capable de déclencher, dès la réception de l'alerte de la dérive d'un nuage de gaz naturel, les actions de mise à l'abri du personnel et de mise en sécurité de la ventilation des salles de commandes et des bâtiments abritant le combustible.

En outre, dans le cadre de l'analyse des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté menées par EDF à la suite de l'accident de la centrale nucléaire Fukushima Daiichi, l'ASN a pris, le 26 juin 2012, la décision en référence [7] qui demande à l'exploitant de compléter ses études actuelles par la prise en compte du risque créé par les activités situées à proximité de ses installations, dans les situations extrêmes étudiées dans le cadre des évaluations complémentaires de sûreté, et en relation avec les exploitants voisins responsables de ces activités (installations nucléaires, installations classées pour la protection de l'environnement ou autres installations susceptibles de présenter un danger) (voir paragraphe 3.2).

⁴ Règle fondamentale de sûreté I.2.a du 5 août 1980 relative à la prise en compte des risques liés aux chutes d'avions

⁵ Règle fondamentale de sûreté I.2.d du 7 mai 1982 relative à prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication

5.3.2.8 Risque de surpression à froid

L'objet des études menées était de vérifier que les dispositions prises par EDF permettaient de limiter fortement le risque de surpression à froid pour la cuve du réacteur. Elles ont couvert l'ensemble des configurations d'exploitation, y compris celles où le réacteur est à l'arrêt.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, les modifications nécessaires ont été mises en œuvre. Elles ont consisté à mettre en place un nouveau dispositif d'ouverture des soupapes de sûreté du circuit primaire principal permettant de provoquer volontairement leur ouverture en dessous de leur point de tarage.

L'ASN considère que le risque d'atteindre des conditions inacceptables de pression à froid dans le circuit primaire principal est notablement réduit par la mise en œuvre de cette modification de conception. Cette appréciation est valable pour l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.9 Défaillance passive du circuit d'injection de sécurité

L'objet des études menées était de vérifier que la prise en compte d'hypothèses plus contraignantes que celles considérées à la conception des réacteurs vis-à-vis des modes de défaillance du circuit d'injection de sécurité ne conduit pas à un accroissement brutal des conséquences radiologiques des accidents et ne remet pas en cause la disponibilité des matériels nécessaires à la gestion des situations requérant le circuit d'injection de sécurité.

Ces études et les résultats qui en découlent n'ont pas conduit EDF à proposer de modification matérielle des installations.

L'ASN considère que les objectifs de sûreté associés à la défaillance passive du circuit d'injection de sécurité dans le cadre du réexamen périodique sont atteints de manière satisfaisante pour l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.10 Rupture d'un tube de générateur de vapeur et non-débordement en eau

L'objet des études menées était d'évaluer l'efficacité d'une modification proposée par EDF afin de limiter le risque de débordement en eau en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur. En effet, un accident par rupture d'un tube de générateur de vapeur conduit à relâcher dans un premier temps de la vapeur contaminée puis, sans action appropriée de la part des opérateurs, de l'eau liquide, véhiculant davantage de contamination que la vapeur d'eau. Pour réduire les conséquences radiologiques de cet accident, EDF a proposé une modification visant à augmenter le délai dont disposent les opérateurs en cas de rupture d'un tube de générateur de vapeur pour réaliser les premières actions permettant d'éviter un débordement en eau. Cette modification porte sur le contrôle commande des vannes réglant l'alimentation de secours de chaque générateur de vapeur et les règles de conduite en situation accidentelle.

Cette modification a été intégralement mise en œuvre au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

L'ASN considère que la modification proposée pour l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe par EDF et mise en œuvre sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines permet effectivement aux opérateurs, en cas d'accident de rupture de tube de générateur de vapeur, de disposer d'un délai d'action supplémentaire déterminant dans la conduite de ce type d'accident (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.11 Réactualisation de l'étude probabiliste de sûreté relative à l'évaluation probabiliste du risque de fusion du cœur

Les études probabilistes de sûreté sont utilisées à l'occasion des réexamens de sûreté pour évaluer le niveau de sûreté des installations. Elles constituent un outil d'appréciation du niveau de sûreté des

réacteurs. À l'occasion du réexamen périodique des réacteurs du palier de 900 MWe, EDF a mis à jour l'évaluation du risque de fusion du cœur présente dans l'étude probabiliste de sûreté de référence.

L'ASN a analysé si les modifications de conception et de fonctionnement envisagées dans le cadre du réexamen périodique permettaient d'atteindre les objectifs relatifs au risque de fusion du cœur fixés dans le cadre du réexamen, à savoir une valeur cible visée pour le risque global de fusion du cœur à 1.10^{-5} par an et par réacteur.

L'échéance d'intégration de la modification visant à réduire le risque de fusion du cœur avec *by-pass* de l'enceinte en cas de rupture du circuit de refroidissement intermédiaire (RRI) de la barrière thermique d'un groupe motopompe primaire est fixée au 31 décembre 2016 par la décision citée en référence [22].

Ces éléments n'obèrent toutefois pas la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

5.3.2.12 Accidents graves, réactualisation de l'étude probabiliste de sûreté relative à l'évaluation des rejets en cas d'accident grave

À l'occasion du réexamen périodique de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe, EDF a présenté une mise à jour de l'étude probabiliste de sûreté de référence concernant l'évaluation probabiliste des rejets radioactifs en cas d'accident grave.

L'ASN a analysé si les modifications destinées à prévenir et atténuer les conséquences des accidents graves envisagés dans le cadre du réexamen périodique étaient appropriées et si la méthode d'évaluation probabiliste était adéquate.

Cette analyse, effectuée dans le cadre du réexamen périodique, a été enrichie par une analyse complémentaire menée par EDF dans le cadre des évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires de base (référence [7]) effectuées à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi. Ont ainsi notamment été analysés les accidents de perte totale de source froide et de perte des alimentations électriques externes et leurs conséquences sur l'installation.

L'ASN considère, à la suite de l'analyse du rapport de conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (référence [20]), que si les objectifs fixés sont globalement atteints, un ensemble de dispositions techniques doivent être mises en œuvre. Cette conclusion rejoint celle issue de l'analyse du rapport de l'évaluation complémentaire de sûreté (référence [17]). Dans ce cadre, l'ASN a prescrit par décision en référence [7] la mise en œuvre d'un ensemble de dispositions techniques concernant notamment la redondance des systèmes de détection de présence de corium dans le puits de cuve et d'hydrogène dans le bâtiment réacteur.

Enfin, l'ASN considère qu'EDF doit développer les éléments techniques relatifs à « l'aide à l'utilisation des mesures de détection du percement de la cuve et du risque hydrogène » destinés à guider au mieux les équipes de crise et justifier le choix de l'emplacement des recombineurs auto-catalytiques passifs d'hydrogène instrumentés (par un thermocouple) dans le bâtiment réacteur. Ces demandes ont été adressées par l'ASN à EDF par courrier en référence [12] auquel EDF a répondu en s'engageant à déployer une modification des installations en 2016.

Les éléments susmentionnés, relatifs au réexamen périodique, n'obèrent pas la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

5.3.2.13 Confinement en situation post-accidentelle

L'objet des études menées consistait à caractériser précisément le comportement et l'extension de la troisième barrière de confinement afin d'améliorer, si nécessaire, son étanchéité. Ces études devaient en particulier permettre de définir la modification la plus adéquate afin de répondre à l'objectif fixé par l'ASN visant à limiter les rejets radioactifs dans l'environnement pouvant se produire dans certaines situations accidentelles.

À l'issue du réexamen, l'ASN a prescrit à EDF dans sa décision en référence [22] de réaliser des modifications afin d'éviter le relâchement direct dans l'environnement de polluants radioactifs, via le circuit du réservoir de traitement et de refroidissement d'eau des piscines, en cas d'accident grave combiné à une fuite hypothétique sur des organes d'isolement. Ces modifications seront achevées pour

le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines avant le 31 décembre 2016 (voir la décision ASN en référence [22]).

Toutefois, ces éléments n'obèrent pas la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

5.3.2.14 Comportement des enceintes de confinement

L'objet des études menées consistait à définir les actions à mettre en œuvre afin de garantir le bon fonctionnement des enceintes de confinement pendant les dix prochaines années après la troisième visite décennale.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a mis en œuvre des modifications matérielles destinées à renforcer l'étanchéité de plusieurs bâtiments comprenant le bâtiment réacteur.

L'ASN considère que l'état actuel des enceintes de confinement, les modifications matérielles apportées ainsi que les dispositions d'exploitation en vigueur sont de nature à garantir l'intégrité des enceintes de confinement de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, pendant les dix prochaines années suivant leur troisième visite décennale (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.15 Conformité des systèmes de ventilation / filtration vis-à-vis du confinement

L'objet des études menées consistait à réévaluer les performances des systèmes de ventilation participant au confinement des substances radioactives dans les locaux de l'îlot nucléaire autres que le bâtiment réacteur.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a mis en œuvre des modifications matérielles destinées à améliorer le débit de ventilation de certains locaux.

L'ASN considère que les systèmes de ventilation et de filtration présentent des performances satisfaisantes par rapport aux fonctions qu'ils remplissent et aux objectifs qui leur sont associés. Les études d'EDF démontrent également que les modifications déployées à l'occasion des troisièmes visites décennales de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe, comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, permettent de conforter la conformité de ces systèmes (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.16 Opérabilité des matériels nécessaires dans les situations hors dimensionnement

Entre la mise en service des réacteurs du palier 900 MWe et la réalisation de leur troisième visite décennale, EDF a mené des études pour évaluer des défaillances qui n'avaient pas été prises en considération à la conception initiale de ces réacteurs. Cette démarche a permis de compléter le dimensionnement initial de ces derniers et de définir les conditions de fonctionnement dites « hors dimensionnement » et « ultimes ». L'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe a par conséquent été progressivement modifié et de nouveaux matériels ont été introduits au sein des installations initiales afin de faire face aux modes de défaillance potentiels qui n'avaient pas été pris en compte à l'origine.

Dans le cadre du réexamen périodique, EDF a vérifié que ces matériels présentaient des conditions d'accessibilité appropriées et que leur niveau de qualification était adapté aux conditions de fonctionnement dégradées en cas de situation « hors dimensionnement » ou « ultime ». EDF a également étudié le comportement de ces matériels en cas de défaillance de leurs fonctions supports (alimentation électrique, refroidissement, etc.) et a tiré un bilan de leurs performances réelles à partir des données issues de leurs tests périodiques de fonctionnement.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a mis en œuvre les modifications matérielles suivantes :

- l'installation d'un filtre centrifuge sur une pompe mobile de secours afin de renforcer sa fiabilité ;

- la mise en place d'un diaphragme ne présentant pas de risque de colmatage par condensation sur le dispositif permettant la décompression filtrée de l'enceinte de confinement en situation accidentelle (filtre U5) ;
- une modification permettant le rétablissement de l'alimentation électrique des ventilateurs des locaux électriques en situation accidentelle.

Dans le cadre du réexamen périodique, l'ASN considère que le fonctionnement des matériels nécessaires en situation hypothétique n'est pas remis en cause dans les situations de fonctionnement pour lesquelles ils ont spécialement été mis en place. Cette appréciation s'applique à l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.17 Système de surveillance post-accidentelle

Le réexamen périodique visait à faire évoluer les informations fournies par le système de surveillance post-accidentelle afin de l'adapter aux évolutions récentes intervenues dans le domaine de la conduite incidentelle et accidentelle. L'objectif consistait en particulier à rendre plus ergonomiques les informations retranscrites en salle de commande pour aider les équipes de conduite à connaître l'état de l'installation, orienter leur conduite et maintenir la sûreté du réacteur.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a mis en œuvre plusieurs modifications matérielles sur les systèmes de surveillance post-accidentelle :

- la mise en place d'un système permettant de diagnostiquer l'état des générateurs de vapeur après un séisme ;
- l'amélioration et la fiabilisation du système permettant de détecter la présence de vapeur dans la cuve du réacteur ;
- le doublement de l'indication relative à la mesure de l'activité de l'enceinte retranscrite en salle de commande pour répondre au principe de redondance des informations de surveillance post accidentelle.

L'ASN considère que les évolutions proposées par EDF sont globalement satisfaisantes afin de respecter les objectifs fixés dans le cadre du réexamen périodique de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.18 Vérification des ouvrages de génie civil

À l'occasion du réexamen périodique réalisé dans le cadre des deuxièmes visites décennales, EDF avait vérifié que l'existence de défauts de réalisation des ouvrages de génie civil importants pour la sûreté ne remettait pas en cause leur aptitude à assurer leurs fonctions.

Dans le cadre du réexamen périodique réalisé à l'occasion des troisièmes visites décennales de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe, EDF a étendu son analyse aux défauts de conception de ces ouvrages.

L'ASN considère qu'EDF a apporté les justifications appropriées afin de démontrer que les défauts de conception des ouvrages de génie civil importants pour la sûreté n'affectent pas la tenue de ces derniers. Cette appréciation s'applique à l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.19 Fonctionnement du système de mesure de radioactivité

À l'occasion du troisième réexamen périodique, EDF a exploré deux axes d'analyse afin d'améliorer le système de mesure de la radioactivité. Le premier consiste à accroître la fiabilité de certains composants des chaînes de mesure tandis que le second vise à réaliser une revue technique afin de s'assurer du caractère suffisant des informations délivrées.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale de Gravelines, EDF a mis en œuvre plusieurs modifications matérielles visant à renforcer la fiabilité des chaînes de mesure de la radioactivité.

L'ASN considère que les résultats des études engagées par EDF permettent de respecter les objectifs fixés dans le cadre du réexamen périodique des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.20 Fiabilité du système de refroidissement de la piscine de désactivation

Dans le cadre du réexamen périodique associé à la troisième visite décennale des réacteurs de 900 MWe, EDF a proposé la mise en œuvre de modifications techniques et organisationnelles des installations afin de réduire les risques de rejet dans l'environnement en cas de vidange rapide de la piscine de désactivation où sont entreposés les assemblages de combustibles usagés avant leur évacuation.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale de Gravelines, EDF a mis en œuvre des modifications portant sur le casse-siphon de la ligne de refoulement du circuit de réfrigération de la piscine de désactivation afin d'améliorer son efficacité en cas de vidange de la piscine et sur le système de mesure du niveau d'eau de la piscine de désactivation et l'automate de gestion des pompes de refroidissement. EDF a par la suite en 2015 amélioré l'étanchéité du batardeau permettant d'assurer une étanchéité redondante et indépendante du joint gonflable en cas d'erreur dans le sens de montage du batardeau ;

EDF prévoit également de déporter la commande de fermeture de la vanne du tube de transfert dans un local protégé des rayonnements en situation accidentelle.

L'ASN considère que les modifications de conception proposées par EDF et complétées par le renforcement des prescriptions de maintenance et d'exploitation sont de nature à réduire significativement les risques engendrés par les scénarios de vidange rapide de la piscine de désactivation de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [10]).

À l'issue du troisième réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, l'ASN prescrit à EDF dans sa décision en référence [22] de déporter la commande de la vanne du tube transfert dans un local protégé des rayonnements en situation accidentelle avant le 31 décembre 2017.

Dans le cadre de l'analyse des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté menées par EDF à la suite de l'accident de la centrale nucléaire Fukushima Daiichi, l'ASN a pris, le 26 juin 2012, la décision en référence [7] fixant à la centrale nucléaire de Gravelines des prescriptions complémentaires qui vont conduire au renforcement significatif des marges de sûreté au-delà du dimensionnement de l'installation. Parmi les prescriptions fixées figure la mise en œuvre d'un ensemble de dispositions techniques permettant de renforcer la prévention du risque de vidange accidentelle de la piscine du bâtiment combustible, notamment des dispositions permettant d'éviter la vidange complète et rapide par siphonage de la piscine en cas de rupture d'une tuyauterie connectée et l'automatisation de l'isolement de la ligne d'aspiration du circuit de refroidissement.

5.3.2.21 Capacités fonctionnelles du système d'injection de sécurité

EDF a mené une revue de conception du circuit d'injection de sécurité des réacteurs du palier 900 MWe et a dressé un bilan global des performances de ce système afin de s'assurer de sa conformité aux fonctions de sûreté et exigences qui lui sont associées.

Sur la base des études réalisées pour répondre à l'exigence de l'ASN, EDF a décidé de mettre en œuvre des modifications des lignes d'injection haute pression du circuit d'injection de sécurité de manière à pouvoir régler leur débit. L'examen par l'ASN de ces modifications a conduit à détecter une incertitude de 20 % ne permettant pas de vérifier le respect du critère d'essai portant sur l'équilibre des débits. Cet écart a conduit EDF à déclarer le 1^{er} février 2011 un événement générique concernant l'ensemble des réacteurs de 900 MWe. Cet événement a été classé au niveau 1 de l'échelle INES et fait l'objet d'un avis d'information de l'ASN sur son site Internet (www.asn.fr).

Depuis 2011, le contrôle en exploitation du déséquilibre des débits des lignes d'injection du système d'injection de sécurité à haute pression dans les branches froides est mis en œuvre avec des sondes à ultrasons. Leur utilisation (positionnement, système de guidage et étalonnage des sondes) relève de pratiques d'exploitation à ce jour maîtrisées. La précision intrinsèque de cette instrumentation garantit la précision de mesure requise lors des essais périodiques et permet de respecter le critère de déséquilibre

entre les boucles qui ne doit pas dépasser 6 %. L'utilisation des mesures par sondes à ultrasons permet, par conséquent, de clore l'écart de conformité à l'origine de l'événement générique.

Dans le cadre du réexamen périodique, L'ASN considère que les évolutions proposées par EDF concernant les circuits d'injection de sécurité afin de respecter les objectifs fixés dans le cadre du réexamen périodique de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines sont globalement satisfaisantes (voir courrier en référence [10]).

5.3.2.2 Fiabilisation de la fonction de recirculation

Les circuits d'injection de sécurité et d'aspersion dans l'enceinte du bâtiment réacteur visent à maîtriser et limiter les conséquences des incidents et des accidents. Selon les phases et la nature de l'événement, ces circuits peuvent être utilisés de manière combinée pour refroidir le cœur du réacteur. Les procédures de conduite prévoient notamment de les utiliser afin de pomper et refroidir en circuit fermé l'eau présente dans le bâtiment réacteur (fonction dite de « recirculation »).

Dans le cadre du réexamen périodique, l'objet des études menées consistait à vérifier si la qualification des matériels participant à la fonction de « recirculation » était adaptée aux conditions de fonctionnement qui se produiraient en situation incidentelle ou accidentelle.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a mis en œuvre une modification portant sur le remplacement des robinets réglant du système d'injection de sécurité visant à supprimer les risques de colmatage de ces robinets en situation de « recirculation ». La modification relative au remplacement des filtres de « recirculation » entre le circuit d'aspersion dans l'enceinte et le circuit d'injection de sécurité a également été achevée au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

Afin de s'assurer que les produits et matériaux utilisés dans le bâtiment réacteur ne créent pas de risque de colmatage des prises d'eau des circuits d'injection de sécurité et d'aspersion dans l'enceinte dans les puisards, l'ASN a prescrit dans sa décision en référence [22] le remplacement d'un type de calorifuge et la justification de l'emploi de produits ou matériaux susceptibles d'induire un tel risque en particulier vis-à-vis :

- d'un risque de colmatage des prises d'eau directement ou par effet chimique ;
- d'un risque d'endommagement ou de colmatage des équipements se trouvant en aval des filtres.

5.3.3 Résultats des études réalisées en dehors du cadre du réexamen périodique

L'article L. 593-18 du code de l'environnement dispose que « ces réexamens ont lieu tous les dix ans. Toutefois, le décret d'autorisation peut fixer une périodicité différente si les particularités de l'installation le justifient ».

Certains sujets nécessitant des études plus longues ou mettant au contraire en évidence la nécessité d'effectuer des modifications à une échéance plus rapprochée sont abordés en dehors du cadre formel du réexamen périodique.

Les conclusions de ces études sont toutefois prises en compte dans l'analyse de l'ASN concernant l'aptitude à la poursuite du fonctionnement des réacteurs.

L'instruction de certains des thèmes mentionnés ci-après se poursuivra après l'analyse du réexamen périodique. Les études encore nécessaires ne remettent toutefois pas en cause la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines pour une durée de dix ans au-delà de son troisième réexamen périodique.

5.3.3.1 Criticité

EDF a procédé à des études et pris des dispositions afin de garantir la sous-criticité du combustible dans la piscine du bâtiment réacteur lorsque ce dernier est à l'arrêt et que la cuve est ouverte. EDF a procédé à des études similaires concernant le combustible entreposé dans la piscine de désactivation du bâtiment combustible.

L'ASN considère que les études et dispositions prises par EDF afin de respecter les objectifs fixés dans le cadre du réexamen périodique de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe, comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, sont satisfaisantes (voir courrier en référence [10]).

5.3.3.2 Conséquences radiologiques

Dans le cadre du réexamen périodique, EDF a défini un nouveau référentiel méthodologique pour déterminer les conséquences radiologiques des accidents qui pourraient survenir sur les réacteurs du palier 900 MWe.

L'ASN considère que les options prises par EDF afin de respecter les objectifs fixés dans le cadre du réexamen périodique de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe, comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, sont satisfaisantes (voir courrier en référence [10]).

5.3.3.3 Nouveau domaine complémentaire

Un domaine de fonctionnement complémentaire a été défini pour les réacteurs de 900 MWe afin de définir des parades à mettre en œuvre pour faire face à des défaillances ou des situations non étudiées à la conception.

La définition de ce domaine complémentaire dépend du type de combustible utilisé. Pour les réacteurs utilisant du combustible de type MOX tels que le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, l'ASN a demandé à EDF de revoir le domaine complémentaire dans le cadre du réexamen périodique. Conformément aux demandes de l'ASN, EDF a intégré des évolutions méthodologiques et de nouvelles parades à la liste des dispositions complémentaires.

L'ASN considère que les études et dispositions prises par EDF afin de respecter les objectifs fixés dans le cadre du réexamen périodique de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe, comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, sont satisfaisantes (voir courrier cité en référence [10]).

5.3.3.4 Grands chauds

À la suite de l'été 2003, l'objet des études menées a consisté à définir les parades à mettre en œuvre afin de protéger les installations vis-à-vis des effets d'une canicule. EDF a pris en considération des hypothèses de température plus pénalisantes qui incluent les perspectives d'évolutions climatiques lors des prochaines décennies.

EDF a par conséquent élaboré un référentiel d'exigences applicables à ces phénomènes dits de « grands chauds » et procédera à des modifications de ses installations pour faire face aux effets d'une canicule.

L'ASN considère que la démarche engagée par EDF afin de respecter les objectifs fixés dans le cadre du réexamen périodique de l'ensemble des réacteurs du palier 900 MWe, comprenant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, est globalement satisfaisante. La démarche d'instruction du référentiel « Grands chauds » se poursuit en dehors du cadre du réexamen (voir courrier en référence [10]), sans toutefois obérer la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale de Gravelines.

5.3.3.5 Station de pompage

EDF a défini un référentiel d'exigences et de modifications concernant les circuits de la station de pompage afin de garantir l'alimentation en eau des pompes de la source froide pour toutes les situations de fonctionnement des réacteurs de 900 MWe.

L'ASN considère que le référentiel mis en place par EDF, bien que globalement satisfaisant, doit être amélioré (voir courrier en référence [10]), sans toutefois obérer la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

Dans le cadre de l'analyse des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté menées par EDF à la suite de l'accident de la centrale nucléaire Fukushima Daiichi, l'ASN a pris, le 26 juin 2012, la décision en référence [7] fixant à la centrale nucléaire de Gravelines des prescriptions complémentaires qui vont conduire au renforcement significatif des marges de sûreté au-delà du dimensionnement de l'installation. Parmi les prescriptions fixées figure la remise à l'ASN des résultats d'une revue globale de la conception de la source froide vis-à-vis des agressions ayant impact sur l'écoulement et la qualité de l'eau et du risque de colmatage de la source froide. Ce document a été transmis à l'ASN le 4 juillet 2012 et a fait l'objet d'un examen par le groupe permanent d'experts pour les réacteurs et d'une prise de position de l'ASN le 23 octobre 2014 : EDF a proposé plusieurs évolutions qui vont dans le sens d'une amélioration de la surveillance des sources froides et de leur protection vis-à-vis des agressions externes. Toutefois, l'ASN a considéré que des améliorations complémentaires doivent être apportées notamment au niveau de l'identification des agressions et de leur cumul, des exigences applicables aux matériels pour faire face à une arrivée massive de colmatants, des documents de conduite et des programmes de maintenance, ainsi qu'au niveau de la surveillance des fonctions importantes pour la sûreté en station de pompage. Ces points vont faire l'objet d'un examen approfondi par l'ASN dans le cadre du réexamen périodique des réacteurs du palier 900 MWe pour leur quatrième visite décennale.

5.3.3.6 Protection du site contre les inondations d'origine externe

Le rapport définitif de sûreté de l'installation (document dans lequel sont analysés tous les risques auxquels est exposée l'installation et la manière dont les dispositions prises permettent de faire face aux incidents et accidents potentiels) analyse notamment les dispositifs permettant de faire face aux risques d'inondation. La règle fondamentale de sûreté référencée RFS I.2.e détermine, pour un site maritime comme celui de la centrale de Gravelines, une Cote Majorée de Sécurité (CMS) correspondant à la somme du niveau de pleine mer de coefficient 120 et de la borne supérieure de l'intervalle de confiance à 70 % de la surcote millénaire.

Lors de la construction de la centrale nucléaire de Gravelines, le niveau de la plate-forme du site a été calé à la cote + 5.54 m NGF N. À la suite de la réactualisation de la CMS en 1979 (+ 6.19 m NGF N), une protection globale du front de mer le long du canal d'amenée (murets et digues), des murets au niveau des stations de pompage et des batardeaux ont été réalisés.

Dans le cadre de la prise en compte du retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais (Gironde) en 1999, conformément à la règle fondamentale de sûreté référencée RFS 1.2.e, EDF a revu les études associées à la protection de la centrale nucléaire de Gravelines contre le risque d'inondation. La CMS a été réactualisée et estimée à la cote + 6.12 m NGF N. EDF a décidé d'adopter une marge de 20 cm par rapport à cette cote pour le dimensionnement des protections des risques d'inondation et a apporté un certain nombre de modifications :

- Au niveau de la plate-forme :
 - amélioration de la stabilité des murets à l'Ouest des canaux d'amenée et de rejets,
 - rehaussement de la route d'accès à l'Est du site,
 - création d'un batardeau amovible sur la voie ferrée, au niveau du point haut de la route rehaussée,
 - isolement des ouvrages pouvant provoquer un by-pass de la protection volumétrique (réseaux d'eaux pluviales et piézomètres),
 - construction d'un muret anti-inondation entre le batardeau et la dune pare-feu ;
- Au niveau des stations de pompage :
 - rehaussement de tous les murets anti-inondation des ouvrages en communication avec le canal d'amenée,
 - réalisation d'un muret anti-inondation autour des deux dalles situées entre la station de pompage et le mur anti-inondation bordant le canal d'amenée,
 - mise en place d'une détection individualisée d'une inondation interne ou externe en station de pompage, à raison d'une information par puisard,
 - mise en place de seuils métalliques amovibles au niveau des portes d'accès aux locaux électriques des stations de pompage.

L'ASN considère que les études et dispositions prises par EDF afin de respecter les objectifs fixés dans le cadre du retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais (Gironde) concernant le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines sont satisfaisantes.

Par ailleurs, dans le cadre de l'analyse des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté menées par EDF à la suite de l'accident de la centrale nucléaire Fukushima Daiichi, l'ASN a pris, le 26 juin 2012, la décision en référence [7] fixant à la centrale nucléaire de Gravelines des prescriptions complémentaires qui vont conduire au renforcement significatif des marges de sûreté au-delà du dimensionnement de l'installation. Parmi les prescriptions fixées figure la mise en œuvre de modifications relatives au renforcement de la protection contre l'inondation et notamment contre l'inondation induite par la défaillance d'équipements internes au site sous l'effet d'un séisme.

5.3.3.7 Conclusions

Après examen des études réalisées par EDF et des modifications engagées dans le cadre de la réévaluation de sûreté du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, l'ASN considère que le niveau de sûreté de ce réacteur à l'issue de sa troisième visite décennale est satisfaisant au regard des objectifs qu'elle avait initialement fixés pour le réexamen périodique.

Sans que cela ne remette en cause l'aptitude à la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF devra néanmoins compléter ce nouveau référentiel de sûreté par des études supplémentaires.

Par ailleurs, l'ASN considère qu'EDF doit achever l'intégration des modifications prévues au titre de la réévaluation de sûreté et doit anticiper également la résorption des écarts de génie civil ou justifier de la conformité de l'état réel de l'installation à son référentiel. Ces points et les délais associés font l'objet de la décision de l'ASN en référence [22] fixant à EDF des prescriptions techniques applicables au réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

Enfin, à l'issue de l'analyse du rapport de l'évaluation complémentaire de sûreté (référence [17]) menée à la suite de l'accident de Fukushima Daiichi, l'ASN a considéré que la centrale nucléaire de Gravelines présente un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle n'en demande pas l'arrêt immédiat. Dans le même temps, l'ASN considèrerait que la poursuite de son fonctionnement nécessite d'augmenter dans les meilleurs délais, au-delà des marges de sûreté dont elle dispose déjà, la robustesse de la centrale nucléaire de Gravelines face à des situations extrêmes. En conséquence, l'ASN a pris les décisions en référence [7] et [8] fixant à la centrale nucléaire de Gravelines des prescriptions complémentaires pour la mise en place du « noyau dur » post Fukushima sur la centrale nucléaire de Gravelines.

6 CONTRÔLES RÉALISÉS EN VISITE DÉCENNALE

La troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines s'est déroulée du 28 juillet 2011 au 21 mars 2012. Cet arrêt a été l'occasion pour EDF de réaliser de nombreux contrôles et opérations de maintenance.

6.1 PRINCIPAUX CONTRÔLES ET ESSAIS

6.1.1 Chaudière nucléaire

Le circuit primaire principal a fait l'objet d'une requalification conformément à l'article 15 de l'arrêté en référence [3]. Cette requalification comprend une visite complète de l'appareil, une épreuve hydraulique et un examen des dispositifs de sécurité.

Les épreuves hydrauliques ont été supportées de façon satisfaisante par les équipements concernés. Les contrôles effectués n'ont montré aucune déformation ou fuite de nature à mettre en cause leur intégrité. Au vu des résultats des épreuves hydrauliques, des comptes rendus détaillés des visites des appareils ainsi que du bilan des examens des dispositifs de sécurité, les résultats des requalifications ont été jugés satisfaisants et l'ASN a établi les procès-verbaux de requalification des appareils.

Le contrôle exhaustif des tubes de générateur de vapeur a donné lieu au bouchage d'un tube supplémentaire sur le générateur de vapeur n° 2 par rapport à la situation décrite au paragraphe 4.6 du présent rapport. Ce bouchage est dû à la découverte d'un corps migrant à l'intérieur du tube. L'absence de nocivité de ce corps a été justifiée et ce dernier a été extrait lors de l'arrêt pour visite partielle de 2013.

Cas particulier des défauts sous revêtement

Les contrôles de la cuve ont confirmé l'absence de défauts sous revêtement.

Cas particulier des pénétrations de fond de cuve

En 2001, les indications relevées sur les pénétrations de fond de cuve (PFC) n° 4 et n° 20 ont été attribuées à des défauts de fabrication (voir paragraphe 4.5). L'analyse réalisée par EDF avait alors conclu qu'elles n'étaient pas nocives en service et elles avaient donc été laissées en l'état. En 2011, lors de la troisième visite décennale, les 50 PFC du réacteur n° 1 de Gravelines ont été de nouveau contrôlées dans le cadre de la stratégie de maintenance des zones en Inconel définie par EDF. Lors de ces contrôles, les indications vues en 2001 sur les PFC n° 4 et n° 20 ont été revues mais des évolutions ont été constatées sur la PFC n° 4.

Concernant la PFC n° 20, les examens par ultrasons n'ont pas mis en évidence d'évolution de l'indication relevée lors de la deuxième visite décennale.

S'agissant de la PFC n° 4, quatre indications ont été mises en évidence lors de sa troisième visite décennale. Deux de ces indications sont des défauts volumiques de type « lignes d'inclusions », l'une débouchant en paroi interne, l'autre dans l'épaisseur de la paroi de la PFC. Elles correspondent aux défauts observés en 2001. Les deux autres indications sont nouvelles. Ce sont des défauts plans, initiés en paroi interne à partir de la ligne d'inclusion débouchante, et considérés comme potentiellement traversant la paroi de la PFC. Cependant, aucune fuite n'a été détectée lors des inspections télévisuelles après épreuve hydraulique du circuit primaire.

Dans un premier temps, afin d'assurer l'absence de contact du fluide primaire avec l'intérieur de la PFC n° 4 et de prévenir l'évolution future de ces défauts, EDF a procédé au bouchage de cette PFC. En complément, un dispositif de détection des faibles fuites éventuelles (système Flüs) a été mis en place. Un examen de la paroi externe de la cuve a été réalisé 6 mois après le redémarrage du réacteur et s'est avéré satisfaisant. Les nouveaux examens par ultrasons effectués en 2013 et 2014 ont confirmé l'absence d'évolution des défauts détectés en 2011.

Le bouchage de la PFC, accompagné de mesures spécifiques de surveillance, est considéré comme une solution provisoire satisfaisante jusqu'à la réparation définitive de la PFC qui permettra d'éliminer les défauts observés. L'ASN a demandé que les modalités de maintien en service et de réparation de la pénétration fond de cuve n° 4 du réacteur n° 1 de Gravelines soient présentées au groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GP ESPN) les 12 mars 2013 et 10 octobre 2014.

Sur la base de l'avis du GP ESPN [14], l'ASN a demandé et prescrit respectivement par la lettre de suite en référence [15] et la décision en référence [22] la réparation de la PFC selon un procédé qualifié et, dans l'attente de la réparation définitive de la PFC :

- le maintien du bouchage de la PFC ;
- la surveillance en continu, en vue de la détection des faibles fuites éventuelles de la PFC n° 4, à savoir le système « Flüs » ainsi que la détection des fuites éventuelles en salle d'instrumentation du cœur du réacteur ;
- un contrôle par examen télévisuel à mi-cycle lors de chaque cycle de fonctionnement ;

- la réalisation d'un contrôle par ultrasons des défauts lors de chaque arrêt pour rechargement du réacteur.

6.1.2 *Épreuve de l'enceinte de confinement*

Lors de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, l'enceinte de confinement a subi le test d'étanchéité prévu par les règles générales d'exploitation. Incertitudes comprises, un taux de fuite de 3,4 Nm³/h a été relevé pour un critère maximal fixé à 16,1 Nm³/h. Par conséquent, l'ASN a jugé satisfaisante l'épreuve visant à s'assurer de la résistance et de l'étanchéité de l'enceinte.

6.1.3 *Contrôles et opérations de maintenance des autres équipements*

L'ensemble des matériels mécaniques et électriques du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines a fait l'objet des contrôles et actions de maintenance prévus au titre des programmes de maintenance élaborés par EDF. Les écarts ou défauts mis en évidence lors de ces contrôles ont été accompagnés des justifications appropriées selon un échancier qui n'appelle pas de remarque particulière.

6.1.4 *Essais décennaux*

Les réacteurs électronucléaires sont équipés de systèmes de sauvegarde qui permettent de maîtriser et limiter les conséquences des incidents et des accidents. Il s'agit entre autres du circuit d'injection de sécurité, du circuit d'aspersion dans l'enceinte du bâtiment réacteur et du circuit d'eau alimentaire de secours des générateurs de vapeur.

Dans les conditions normales d'exploitation, ces matériels ne sont pas amenés à fonctionner. Aussi, afin de vérifier régulièrement leur bon fonctionnement, des essais sont réalisés périodiquement conformément aux programmes établis par les règles générales d'exploitation. Cette vérification est réalisée selon une fréquence adaptée à l'importance pour la sûreté de chacun des matériels concernés. Les visites décennales constituent l'occasion de procéder à la réalisation d'essais périodiques de grande ampleur particulièrement représentatifs du bon fonctionnement des matériels de sauvegarde en situation incidentelle ou accidentelle.

À l'occasion de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a ainsi procédé notamment aux essais suivants :

- mise en œuvre des configurations complexes des circuits de sauvegarde ;
- essais d'ouverture ou de fermeture d'organes de robinetterie dans des conditions de pression et température similaires à celles qui seraient rencontrées en situation incidentelle ou accidentelle ;
- vérification du bon fonctionnement d'équipements dédiés à la gestion des accidents graves tels que le filtre à sable permettant de diminuer les rejets radioactifs dans l'environnement en cas de fusion partielle du cœur.

Les résultats de l'ensemble des essais décennaux se sont révélés satisfaisants et n'appellent pas de remarque particulière de la part de l'ASN.

6.2 MISE EN ŒUVRE DES MODIFICATIONS PRÉVUES AU TITRE DE LA RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ

Les modifications matérielles prévues par EDF dans le cadre de la réévaluation de sûreté (voir paragraphe 5.3) afin d'améliorer le niveau de sûreté du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines ont toutes été mises en œuvre sans écart notable, à l'exception des quelques modifications ci-après qui ont été déprogrammées ou intégrées partiellement en raison de difficultés techniques ou de qualification tardive :

- la mise en œuvre d'une solution de confinement afin d'éviter une dispersion directe du ciel de cuve du réservoir de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR) dans l'environnement en cas d'accident ;
- la mise en place d'un dispositif afin d'éviter une rupture de confinement en cas de rupture de la barrière thermique d'un groupe motopompe primaire ;
- la mise à niveau des capteurs de niveau du ballon du circuit de conditionnement chimique du circuit primaire (RCV) afin de les rendre antidéflagrants ;
- l'achèvement de la tranquillisation des sources vibratoires du circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur ;
- la mise en place du déport de la commande de fermeture de la vanne du tube de transfert dans un local protégé des rayonnements en situation accidentelle.

L'ASN a prescrit à EDF par décision en référence [22] de réaliser ou d'achever les modifications listées ci-dessus selon un calendrier établi en fonction de la nature de la modification et ne dépassant pas l'échéance du 31 décembre 2017. Dans le cadre de son contrôle annuel des arrêts du réacteur n° 1 de la centrale de Gravelines (voir paragraphe 6.4), l'ASN veillera à ce que les échéances de mise en œuvre de ces modifications et de traitement des écarts soient respectées.

6.3 ÉVÉNEMENTS SIGNIFICATIFS

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, deux événements significatifs pour la sûreté ont été déclarés et classés au niveau 1 de l'échelle INES. Ces événements concernaient :

- le non-respect d'une condition prescrite lors d'une modification d'un système de ventilation. Le 14 septembre 2011, lors de la réalisation d'une intervention pendant la visite décennale du réacteur n° 1, un ventilateur a été volontairement débranché électriquement alors que les mesures prescrites dans le cadre d'une modification en cours du système de ventilation des locaux des réservoirs de traitement des effluents gazeux hydrogénés du réacteur exigeaient qu'il reste disponible ;
- la défaillance d'une sonde de température du circuit primaire. Le 7 février 2012, alors que le réacteur n° 1 était à l'arrêt et que des opérations de redémarrage étaient engagées, une sonde de température du circuit primaire a été constatée défaillante. L'exploitant a détecté la présence d'alarmes en salle de commande et les valeurs affichées par la sonde n'étaient pas cohérentes avec l'état du circuit primaire du réacteur. La sonde de température concernée avait été réparée le 24 octobre 2011, au cours de l'arrêt du réacteur, à la suite d'un défaut de câblage sur le raccordement électrique. Les mesures réalisées après intervention avaient confirmé l'efficacité de la réparation. Or le diagnostic réalisé par l'exploitant après l'événement a permis d'identifier que la réparation n'avait pas été correctement réalisée et que le raccordement électrique était toujours défaillant. L'exploitant aurait dû détecter la défaillance du raccordement électrique de manière plus précoce pour ne pas engager les opérations de redémarrage du réacteur en présence de ce défaut.

L'ASN a examiné ces événements et validé le classement proposé par EDF. Elle veille également à la mise en œuvre des décisions d'actions correctives prises par EDF à la suite de l'analyse de ces événements significatifs.

6.4 SURVEILLANCE EXERCÉE PAR L'ASN

D'une manière générale, l'ASN assure le contrôle de tous les arrêts de réacteur pour rechargement en combustible et maintenance programmée du parc nucléaire français, qu'il s'agisse des arrêts de courte durée ou des visites décennales. Lors des arrêts de réacteur, l'ASN contrôle les dispositions prises par EDF pour garantir la sûreté et la radioprotection en période d'arrêt ainsi que la sûreté du fonctionnement pour le ou les cycles à venir. Les principaux axes du contrôle réalisé par l'ASN portent :

- en phase de préparation de l'arrêt, sur la conformité au référentiel applicable du programme d'arrêt de réacteur, l'ASN prenant position sur ce programme ;

- pendant l'arrêt, à l'occasion de points d'information réguliers et d'inspections, sur le traitement des difficultés rencontrées ;
- en fin d'arrêt, à l'occasion de la présentation par l'exploitant du bilan de l'arrêt du réacteur, sur l'état du réacteur et son aptitude à être remis en service, l'ASN autorisant le redémarrage du réacteur à l'issue de ce contrôle ;
- après la divergence du cœur, sur les résultats de l'ensemble des essais réalisés au cours de l'arrêt et après le redémarrage du réacteur.

L'ASN a appliqué ce processus pour assurer le contrôle de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines. En particulier, l'ASN a réalisé huit inspections dont sept inspections inopinées durant l'arrêt du réacteur. Il est notamment ressorti de ces inspections un certain nombre de non-conformités dans la réalisation des différentes opérations en matière de radioprotection, d'analyses préalables et de renseignement des documents d'intervention. La lettre de suites de ces inspections est consultable sur le site Internet de l'ASN (www.asn.fr). Le suivi des actions correctives demandées à EDF est réalisé dans le cadre du processus normal de contrôle de la centrale nucléaire de Gravelines par l'ASN.

6.5 REDÉMARRAGE DU RÉACTEUR APRÈS LA TROISIÈME VISITE DÉCENNALE

Après examen des résultats des contrôles et travaux effectués durant la troisième visite décennale, l'ASN a donné le 16 mars 2012 son accord au redémarrage du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines. Cette autorisation ne préjugait pas de la position de l'ASN sur l'aptitude à la poursuite du fonctionnement de ce réacteur, qui fait l'objet du présent rapport.

7 PERSPECTIVES POUR LES DIX ANNÉES APRÈS LE TROISIÈME RÉEXAMEN

Par courrier cité en référence [10], l'ASN a rappelé à EDF que certains phénomènes sont susceptibles de remettre en cause au fil du temps la capacité de ses installations à se conformer aux exigences de sûreté réévaluées. L'ASN considère qu'EDF doit mettre en place des actions pour conserver dans le temps sa capacité et celle de ses réacteurs nucléaires à se conformer aux principales dispositions qui ont prévalu à la conception ou qui ont été réévaluées notamment à l'occasion des réexamens de sûreté. L'ASN a par conséquent demandé à EDF de poursuivre ses efforts concernant la maintenance, la maîtrise du vieillissement, la perte de compétences des personnels et l'organisation mise en place.

7.1 POLITIQUE DE MAINTENANCE

La politique de maintenance du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines est conforme à la doctrine nationale de maintenance développée par EDF.

Depuis le milieu des années 1990, la doctrine d'EDF repose sur une politique de réduction des volumes de maintenance. Il s'agit essentiellement de recentrer les opérations de maintenance sur les équipements dont la défaillance présente des enjeux forts en termes de sûreté, de radioprotection ou d'exploitation. Cette politique a conduit EDF à faire évoluer son organisation et à adopter de nouvelles méthodes de maintenance.

EDF a développé la méthode dite « d'optimisation de la maintenance par la fiabilité », utilisée par les industries aéronautique et militaire, qui, à partir de l'analyse fonctionnelle d'un système donné, définit le type de maintenance à réaliser en fonction de la contribution de ses modes de défaillance potentiels aux enjeux de sûreté, de radioprotection ou d'exploitation.

Tirant profit de la standardisation des réacteurs nucléaires sur le territoire national, EDF déploie par ailleurs le concept de maintenance par « matériels témoins ». Cette maintenance est fondée sur la constitution de familles techniques homogènes de matériels semblables, exploités de la même manière dans toutes les centrales nucléaires du parc nucléaire français. Pour EDF, la sélection et le contrôle approfondi d'un nombre réduit de ces matériels, jouant alors le rôle de matériels témoins au sein de ces familles, permet, dans le cas où aucune défaillance n'est détectée, d'éviter un contrôle de la totalité des matériels de la famille.

L'ASN considère que les méthodes mises en œuvre par EDF pour optimiser les programmes de maintenance des matériels importants pour la protection sont acceptables. Ces méthodes, qui privilégient la surveillance des matériels, permettent, d'une part, de réduire les risques liés aux interventions sur les matériels et, d'autre part, de limiter la dose reçue par les intervenants. L'ASN a toutefois rappelé à EDF que ces méthodes pouvaient conduire à ne pas détecter un défaut nouveau ou non-envisagé au titre de la défense en profondeur. Elle a par conséquent demandé à EDF d'en accompagner le déploiement par le maintien de visites périodiques systématiques pour certains matériels.

Afin d'améliorer la fiabilité des équipements participant à la sûreté mais aussi la performance industrielle, EDF recherche régulièrement à optimiser ses activités de maintenance à la lumière des meilleures pratiques de l'industrie et des exploitants étrangers de centrales nucléaires. Ainsi, EDF a annoncé en 2010 à l'ASN son intention de déployer une nouvelle méthodologie de maintenance développée par les exploitants américains, dénommée AP-913.

La déclinaison de l'AP-913 repose sur la mise en œuvre des six processus suivants :

- l'identification des matériels critiques et la détermination des programmes de maintenance et de suivi associés ;
- la définition des exigences de suivi et de maintenance des matériels ;
- l'analyse des performances des matériels et systèmes ;
- la définition et le pilotage des actions correctives ;
- l'amélioration continue des référentiels et du pilotage de la fiabilité ;
- la gestion du cycle de vie des matériels.

Les différentes étapes de cette méthodologie ainsi que les conditions organisationnelles de son déploiement dans les centrales ont été examinées par l'ASN, qui est favorable à sa mise en œuvre.

Le principal intérêt de cette méthode est de viser une amélioration de la fiabilité des matériels par leur suivi en service afin d'améliorer la maintenance préventive et par la mutualisation entre les centrales des pratiques de maintenance. Toutefois, l'ASN considère que des actions volontaristes doivent être engagées auprès des centrales pour permettre la bonne mise en œuvre de cette nouvelle méthode et assurer son efficacité. En particulier, EDF doit encadrer davantage la mise en œuvre de l'AP-913 sur ses différentes centrales et allouer à cette mission les effectifs nécessaires. Par ailleurs, EDF doit s'assurer que l'ensemble des intervenants respectent les méthodes préconisées pour le renseignement des indicateurs de suivi des matériels, la préparation, la réalisation et le compte rendu des visites de terrain et la traçabilité des décisions de maintenance.

7.2 PROGRAMME D'INVESTIGATIONS COMPLÉMENTAIRES

7.2.1 Objectifs du programme d'investigations complémentaires

Dans le cadre de la politique de maintenance définie au paragraphe 7.1 du présent rapport et afin de conforter les hypothèses retenues concernant l'absence de dégradation dans certaines zones réputées non sensibles et donc non couvertes par un programme de maintenance préventive, EDF met en œuvre un programme d'investigations complémentaires par sondage mené sur plusieurs réacteurs du parc nucléaire français.

Le programme d'investigations complémentaires (PIC) vise essentiellement à valider les hypothèses sous-jacentes à la politique de maintenance d'EDF. Les contrôles menés au titre du programme

d'investigations complémentaires sont effectués par sondage et diffèrent d'un réacteur à l'autre afin de couvrir l'ensemble des domaines concernés par la maintenance.

Le programme d'investigations complémentaires associé au processus de réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe dans le cadre de leur troisième visite décennale a débuté en 2009 sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin (Drôme) et s'est achevé en 2013 sur le réacteur n° 3 de la centrale nucléaire du Bugey (Ain).

Une synthèse nationale sera établie sur la base des bilans effectués à la fin des troisièmes visites décennales menées sur les réacteurs du palier 900 MWe concernés par le programme d'investigations complémentaires. Cette synthèse fera l'objet d'un examen par l'ASN.

7.2.2 Résultats du programme d'investigations complémentaires

Pour le réacteur n° 1 de Gravelines, le programme d'investigations complémentaires a porté sur les domaines suivants :

- le contrôle par examen télévisuel global de tuyauteries du circuit primaire principal ;
- le contrôle par ultrasons de soudures de l'enveloppe des générateurs de vapeur ;
- le contrôle par examen visuel et ressouage de piquages des tuyauteries de faible diamètre du système de refroidissement du réacteur à l'arrêt ;
- des contrôles complémentaires de tuyauteries du système de refroidissement intermédiaire des échangeurs de l'îlot nucléaire, de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines, du contrôle chimique et volumétrique du circuit primaire et du système de sauvegarde ;
- des contrôles complémentaires sur l'enceinte de confinement ;
- des contrôles complémentaires sur les ouvrages de génie civil (hors enceinte de confinement).

Ces investigations menées sur le réacteur n° 1 de Gravelines n'ont pas mis en évidence d'écart.

7.2.3 Risque de réaction sulfatique interne sur l'enceinte de confinement et les autres ouvrages de génie civil

L'ASN a noté qu'aucune recherche de pathologie liée à la réaction sulfatique interne n'était prévue au titre du programme d'investigations complémentaires concernant les ouvrages de génie civil et l'enceinte de confinement. L'ASN a par conséquent demandé à EDF par courrier en référence [10] de compléter son programme d'investigations complémentaires en ce sens.

Les investigations menées dans le cadre de cette demande sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines n'ont pas mis en évidence de défaut lié à une réaction sulfatique interne sur l'enceinte de confinement et les autres ouvrages de génie civil.

7.3 MAÎTRISE DU VIEILLISSEMENT

7.3.1 Processus retenu

Afin de prendre en compte le vieillissement de ses centrales nucléaires, EDF a entamé dès 2003 l'élaboration d'une démarche visant à établir, pour chaque réacteur, un dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation. Dans ce dossier, EDF apporte la justification que le réacteur peut être exploité dans des conditions de sûreté satisfaisantes pendant une période minimale de dix années après sa troisième visite décennale.

Cette démarche s'appuie essentiellement sur le caractère standardisé du parc nucléaire. L'analyse du vieillissement est réalisée pour l'ensemble des mécanismes de dégradations pouvant affecter des composants importants pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement. Elle est réalisée dans un premier temps de manière générique par les services nationaux d'EDF qui apportent la démonstration du vieillissement des matériels en s'appuyant sur le retour d'expérience d'exploitation, les dispositions de maintenance et la possibilité de réparer ou de remplacer les composants.

En se fondant sur ces éléments, le dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation spécifique à chaque réacteur est constitué avant sa troisième visite décennale en analysant les différences qui existent entre les

matériels installés sur le réacteur et les études réalisées par les services nationaux d'EDF. Une analyse similaire est menée pour les conditions d'exploitation des matériels.

À l'issue de la troisième visite décennale de chaque réacteur, son dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation est mis à jour par EDF pour prendre en compte :

- les résultats des contrôles réalisés pendant la troisième visite décennale ;
- le bilan des modifications et des rénovations réalisées pendant la troisième visite décennale ;
- l'analyse de ces résultats et de ce bilan comprenant la description des conséquences éventuelles sur le programme de maîtrise du vieillissement du réacteur pour une période de dix ans après la troisième visite décennale.

Par courrier en référence [10], l'ASN a validé globalement cette démarche. Pour les matériels ayant une durée de vie estimée supérieure à vingt ans, l'ASN avait demandé à EDF de vérifier le maintien de leur qualification en réalisant des prélèvements de matériels installés sur les réacteurs, pour procéder, sur ces matériels déposés, à des essais de qualification aux conditions accidentelles. EDF a répondu à cette demande en proposant un programme de prélèvements de cinq familles de matériels électriques. Par courrier en référence [12], l'ASN a demandé à EDF que ce programme de prélèvements ne se limite pas aux seuls matériels électriques mais soit également étendu aux matériels mécaniques.

Le dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, mis à jour pour prendre en compte les résultats des contrôles de la troisième visite décennale, a ainsi été transmis par EDF le 14 septembre 2012 par courrier en référence [19].

7.3.2 Dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines

7.3.2.1 Spécificités du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines

L'exploitant de la centrale nucléaire de Gravelines a analysé les différences qui existent entre les études réalisées par les services nationaux d'EDF pour les réacteurs de 900 MWe et les matériels installés sur le réacteur n° 1. Il a également vérifié si les conditions d'exploitation (température, temps de fonctionnement, pression, etc.) des équipements installés sur le réacteur n° 1 sont conformes aux hypothèses définies dans les dossiers nationaux.

EDF en conclut qu'aucune spécificité locale portant sur les particularités de conception, l'état des composants et des structures et les conditions de maintenance ou d'exploitation ne remet en cause l'approche nationale définie par ses services nationaux. Le suivi des mécanismes de vieillissement définis par les centres d'ingénierie d'EDF permet d'assurer la maîtrise du vieillissement sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines.

À l'exception du défaut détecté sur la pénétration de fond de cuve (PFC) n° 4 du réacteur (voir paragraphe 6.1.1), qui a conduit à un contrôle de l'ensemble des PFC des réacteurs français, ces conclusions n'appellent pas de remarque de la part de l'ASN.

7.3.2.2 Bilan des contrôles et interventions réalisés au titre du suivi du vieillissement sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines

Les contrôles et interventions réalisés au cours de la troisième visite décennale sur les systèmes, structures et composants du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines mettent en évidence que l'ensemble des opérations de maintenance, d'inspections, d'essais, d'examen non destructifs ou de modifications réalisées pendant la troisième visite décennale a permis de compléter le programme de maîtrise du vieillissement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines pour la période suivant la troisième visite décennale (jusqu'à la quatrième visite décennale), par :

- la rénovation du système de protection du réacteur ;

- le remplacement de certains câbles du système de commande et de mesure de position de grappes ;
- l'extension du programme de contrôle de certains câbles et chemins de câbles 6,6 kV ;
- la remise en état de l'étanchéité entre des galeries techniques et la station de pompage.

Ces actions seront intégrées dans le programme de maintenance lors des prochains arrêts pour rechargement.

EDF considère que le bilan des actions de maintenance réalisées pendant la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines confirme que le vieillissement des composants du réacteur est conforme aux prévisions définies par ses services nationaux et ne présente pas de singularité particulière.

L'ASN ne remet pas en cause les conclusions d'EDF sur la maîtrise du vieillissement de l'installation. Les défauts relevés lors du contrôle des pénétrations de fond de cuve ont conduit à adapter la stratégie de contrôle des zones en inconel.

7.3.2.3 Position de l'ASN

Sur la base des analyses présentées aux paragraphes 7.3.2.1 et 7.3.2.2, EDF conclut que la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines pour une période de dix ans après sa troisième visite décennale peut être assurée dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

Sur la base des éléments à sa disposition à l'issue du réexamen périodique concernant la maîtrise du vieillissement et à la suite de leur analyse, l'ASN ne relève pas de point de nature à remettre en cause l'aptitude à la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines pour une période de dix ans après sa troisième visite décennale dans des conditions de sûreté satisfaisantes.

7.4 TENUE EN SERVICE DE LA CUVE DU RÉACTEUR

La démonstration de la tenue en service des cuves repose à la fois sur une démonstration mécanique, sur le programme de suivi des effets du vieillissement et sur le programme de contrôles en service menés par EDF. L'intégrité de la cuve du réacteur constitue un élément essentiel de la démonstration de sûreté des centrales nucléaires à eau sous pression. La rupture de cet équipement n'est en effet pas prise en compte dans les études de sûreté. Toutes les dispositions doivent par conséquent être prises dès sa conception afin de garantir sa tenue pendant toute la durée du fonctionnement du réacteur.

L'ASN et son appui technique, l'IRSN, ont examiné la démonstration de tenue en service des cuves pour s'assurer de sa conformité aux exigences réglementaires et vérifier la validité des calculs et des hypothèses utilisés. L'analyse avait pour but de s'assurer que les résultats fournis à chaque étape du calcul étaient conservatifs et que les marges de sécurité prévues par la réglementation étaient respectées.

Les calculs réalisés par EDF ont confirmé le respect des critères réglementaires pour une durée de dix ans supplémentaires après les troisièmes visites décennales de l'ensemble des réacteurs de 900 MWe. L'ASN a également noté qu'EDF est en mesure de mettre en place rapidement, si nécessaire, des dispositions techniques permettant de garantir l'absence de nocivité des défauts si de nouveaux éléments venaient à remettre en cause l'analyse actuelle.

L'ASN a cependant formulé plusieurs demandes visant à améliorer encore les méthodes employées, à poursuivre les études pour confirmer les données actuelles et à corriger plusieurs éléments pour lesquels EDF n'avait pas apporté suffisamment de garanties quant à leur caractère conservatif (voir courrier en référence [10]).

Par ailleurs, sous réserve du maintien du suivi de la surveillance de la PFC n° 4 et de sa réparation au plus tard en 2016, l'ASN considère (voir paragraphe 6.1.1) que l'aptitude au service de la cuve du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines est assurée pour une durée de dix ans après les troisièmes visites décennales de ces réacteurs.

7.5 GESTION DES COMPÉTENCES

S'agissant du développement et du maintien des compétences de ses équipes, EDF est actuellement confrontée à un défi important, du fait notamment :

- du départ en retraite massif du personnel présent depuis la construction des centrales nucléaires ;
- des travaux considérables qui sont à réaliser par EDF dans le cadre de la poursuite du fonctionnement, du vieillissement des installations et du retour d'expérience de l'accident de Fukushima, qui nécessitent un maintien des compétences pour assurer un haut niveau de qualité lors de la conception, de la réalisation et de la requalification de ces modifications qui visent à rénover et remplacer la plupart des matériels, ainsi que d'améliorer la sûreté de façon significative.

Par conséquent, des investissements importants sont concédés par EDF en matière de recrutement et de formation pour anticiper le renouvellement des compétences lié au départ des intervenants en retraite et remplacer ces personnes techniquement expérimentées et maîtrisant l'histoire des sites.

7.5.1 *Le programme « compétences » d'EDF*

En parallèle, EDF a mis en œuvre un projet qui se nomme « programme compétences » et dont le déploiement sur toutes les centrales est prévu d'ici 2017. Les principaux leviers de ce programme sont les suivants :

- la formation comme levier de performance : en pratique, EDF s'appuie sur l'Unité de Formation Production-Ingénierie (UFPI) qui a en charge la professionnalisation des agents EDF, dans les domaines de la conduite, de la maintenance et de l'exploitation. Ces stages contribuent à la formation des intervenants, consolidant ou rappelant des acquis sur certains aspects et gestes professionnels des métiers ;
- le manager comme responsable des compétences, qui doit identifier les écarts entre les compétences nécessaires et celles disponibles et définir les objectifs de formation des agents de son équipe ;
- l'autonomie et la capacité de réalisation des sites accrues dans le domaine de la formation ;
- la remise à niveau des référentiels et dispositifs de management des compétences au niveau des standards internationaux.

Le « programme compétences » mobilise de nombreux acteurs, tant aux niveaux locaux que nationaux. Le projet bénéficie également d'appuis externes, particulièrement de l'équipe du « programme compétences » de la direction de la production nucléaire d'EDF et de l'UFPI.

L'un des axes majeurs du « programme compétences » consiste en la création de quatre comités de formation aux niveaux local et national qui sont chargés de détecter rapidement les besoins en formation des agents et ensuite de créer, notamment avec l'aide de l'UFPI, des formations.

7.5.2 *Position de l'ASN*

Le management des compétences, de la formation et des habilitations et de sa mise en œuvre dans les centrales nucléaires exploitées par EDF fait régulièrement l'objet de contrôles au travers d'inspections menées sur le terrain et d'analyses de l'IRSN ou d'autres organismes experts, qui peuvent être présentées au groupe permanent d'experts pour les réacteurs.

De manière générale, l'ASN considère que les efforts d'EDF en matière de recrutement et de formation doivent être poursuivis. En outre, l'ASN a alerté EDF :

- d'une part, sur les conséquences possibles de cette situation (départs massifs en retraite concomitants avec les grands travaux associés aux réexamens de sûreté, au projet « grand carénage » et à la prise en compte du retour d'expérience de l'accident de Fukushima-Daiichi) sur le niveau de protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement ;
- d'autre part, sur les nécessaires enseignements à tirer du point de vue du management de la sûreté de ses installations.

Concernant la centrale nucléaire de Gravelines, l'ASN considère, à la suite notamment du contrôle réalisé en 2014, que l'organisation définie et mise en œuvre est pertinente et permet d'anticiper les départs des agents les plus expérimentés et de définir les besoins en recrutement et en formation. Toutefois, le renouvellement des personnels implique un taux plus important des primo intervenants. Le site a conscience de ce problème et a lancé des plans d'actions, notamment de détection des primo intervenants lors de la réalisation des opérations sensibles.

8 BILAN

Les deux premiers alinéas de l'article L. 593-18 du code de l'environnement prévoient :

« L'exploitant d'une installation nucléaire de base procède périodiquement au réexamen de la sûreté de son installation en prenant en compte les meilleures pratiques internationales.

Ce réexamen doit permettre d'apprécier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables et d'actualiser l'appréciation des risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1, en tenant compte notamment de l'état de l'installation, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires. »

Par ailleurs, l'article L. 593-19 du code de l'environnement prévoit :

« L'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire et au ministre chargé de la sûreté nucléaire un rapport comportant les conclusions de l'examen prévu à l'article L. 593-18 et, le cas échéant, les dispositions qu'il envisage de prendre pour remédier aux anomalies constatées ou pour améliorer la sûreté de son installation.

Après analyse du rapport, l'Autorité de sûreté nucléaire peut imposer de nouvelles prescriptions techniques. Elle communique au ministre chargé de la sûreté nucléaire son analyse du rapport. »

Dans le cadre du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a :

- procédé à un examen de conformité, en examinant en profondeur la situation de l'installation afin de vérifier qu'elle respecte bien l'ensemble des règles qui lui sont applicables ;
- amélioré le niveau de sûreté de l'installation en comparant notamment les exigences applicables à celles en vigueur pour des installations présentant des objectifs et des pratiques de sûreté plus récents et en prenant en considération l'évolution des connaissances ainsi que le retour d'expérience national et international.

S'agissant du réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe associé à leur troisième visite décennale, la standardisation des centrales nucléaires exploitées par EDF l'a conduit à adopter une approche comprenant une première phase générique, c'est-à-dire traitant des aspects communs à tous ces réacteurs, et une seconde propre à chaque réacteur.

L'ASN et l'IRSN, son appui technique, ont analysé les études génériques menées par EDF. L'ASN s'est appuyée sur l'avis formulé par le groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires à l'issue de sa réunion du 20 novembre 2008 et a transmis à EDF, par courrier en référence [10], sa position sur les aspects génériques de la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 900 MWe à l'issue de leur troisième visite décennale.

Sous réserve du respect de certains engagements pris par EDF et de la prise en compte des demandes formulées par l'ASN dans le courrier en référence [10], l'ASN n'a pas identifié d'éléments génériques mettant en cause la capacité d'EDF à maîtriser la sûreté des réacteurs de 900 MWe jusqu'à quarante ans après leur première divergence.

EDF a intégré ces réserves dans le cadre du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines. À l'issue de sa troisième visite décennale, EDF a adressé à l'ASN le bilan de l'examen de conformité (référence [18]), le dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (référence [19]) et le rapport de conclusions du réexamen périodique du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines (référence [20]).

En raison des défauts observés sur la pénétration de fond de cuve n° 4, l'ASN a prescrit à EDF dans sa décision en référence [22] la réparation pérenne des défauts observés avant le 31 décembre 2016. L'ASN

souligne qu'un non-respect de cette prescription serait de nature à remettre en cause l'aptitude à la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines au-delà de cette échéance.

L'ASN note que les modifications matérielles définies lors de la phase d'étude du réexamen périodique et destinées à augmenter le niveau de sûreté du réacteur ont en grande majorité été mises en œuvre au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, les autres devant être mises en place au cours des prochaines années. L'ASN a fixé des prescriptions imposant à l'exploitant des délais pour l'achèvement de chacun des travaux.

En application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, l'ASN a imposé à EDF des prescriptions, en référence [22], fixant de nouvelles conditions d'exploitation du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines issues du réexamen périodique et intégrant notamment les exigences applicables à des installations présentant des objectifs et des pratiques de sûreté plus récents.

Ces prescriptions ont fait l'objet d'une consultation du public sur le site Internet de l'ASN du 25 mai au 9 juin 2015 et les commentaires reçus dans ce cadre ont été pris en considération.

Au regard du bilan de son troisième réexamen périodique et compte tenu des prescriptions qu'elle a édictées, l'ASN n'a pas d'objection à la poursuite du fonctionnement du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines au-delà de son troisième réexamen périodique.

Le dépôt du rapport du prochain réexamen périodique du réacteur n° 1 devra intervenir avant le 14 septembre 2022.

L'ASN rappelle que le retour d'expérience approfondi de l'accident de Fukushima Daiichi pourra prendre une dizaine d'années et pourra éventuellement la conduire à modifier ou compléter les prescriptions qu'elle a édictées.

Enfin, l'ASN continuera par ailleurs d'exercer un contrôle régulier de l'exploitation de la centrale nucléaire de Gravelines. Conformément à l'article L. 593-22 du code de l'environnement, en cas de risques graves et imminents, l'ASN peut suspendre, si nécessaire, à titre provisoire et conservatoire, le fonctionnement de ce réacteur.

SIGLES, ABRÉVIATIONS ET DÉNOMINATIONS

ANCCLI	Association nationale des comités et commissions locales d'information
ASG	Circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur
ASN	Autorité de sûreté nucléaire
BAN	Bâtiment des auxiliaires nucléaires
BK	Bâtiment combustible
CLI	Commissions locales d'information
CMS	Cote majorée de sécurité
DSR	Défaut sous revêtement
EAS	Circuit d'aspersion dans l'enceinte
EDF	Électricité de France
ESPN	Équipements sous pression nucléaires
FARN	Force d'action rapide nucléaire
GSIEN	Groupement des scientifiques pour l'information sur l'énergie nucléaire
INB	Installation nucléaire de base
INES	<i>International nuclear event scale</i> (échelle internationale de gravité des incidents ou accidents nucléaires)
IRSN	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
MOX	Combustible à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium
MWe	MégaWatt électrique (unité de puissance électrique)
NGF	Nivellement général de la France
PFC	Pénétration en fond de cuve
PTR	Circuit de refroidissement de la piscine de désactivation des assemblages combustibles
REP	Réacteur à eau sous pression
RFS	Règles fondamentales de sûreté
RIS	Circuit d'injection de sécurité
RRA	Circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt
RRI	Circuit de refroidissement intermédiaire
SEC	Circuit d'eau brute secourue
SER	Circuit de distribution d'eau déminéralisée
SMHV	Séisme majoré historiquement vraisemblable
SMS	Séisme majoré de sécurité