

**RAPPORT A L'ATTENTION  
DE MADAME LA MINISTRE  
DE LA TRANSITION ENERGETIQUE**

**POURSUITE DU FONCTIONNEMENT  
DES REACTEURS N° 2 ET N° 4  
DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DE GRAVELINES  
APRES LEUR TROISIEME REEXAMEN PERIODIQUE**

## SOMMAIRE

<b>1</b>	<b>RÉFÉRENCES</b>	<b>5</b>
<b>2</b>	<b>CADRE RÉGLEMENTAIRE</b>	<b>8</b>
<b>3</b>	<b>PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES D'EXPLOITATION</b>	<b>10</b>
<b>3.1</b>	<b>PRÉSENTATION GÉNÉRALE DES INSTALLATIONS</b>	<b>10</b>
<b>3.2</b>	<b>PARTICULARITES DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES PAR RAPPORT AUX AUTRES CENTRALES NUCLÉAIRES EXPLOITÉES PAR EDF</b>	<b>11</b>
<b>3.3</b>	<b>EXPLOITATION DU RÉACTEUR</b>	<b>12</b>
<b>3.4</b>	<b>GESTION DU COMBUSTIBLE</b>	<b>12</b>
<b>3.5</b>	<b>EXPLOITATION DE LA CUVE</b>	<b>13</b>
<b>3.6</b>	<b>EXPLOITATION DU CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL</b>	<b>13</b>
<b>3.7</b>	<b>EXPLOITATION DES CIRCUITS SECONDAIRES PRINCIPAUX</b>	<b>14</b>
<b>3.8</b>	<b>EXPLOITATION DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT</b>	<b>14</b>
<b>3.9</b>	<b>EXPLOITATION DES AUTRES MATÉRIELS</b>	<b>15</b>
<b>3.10</b>	<b>ÉVÈNEMENTS SIGNIFICATIFS</b>	<b>15</b>
<b>3.11</b>	<b>RÈGLES GÉNÉRALES D'EXPLOITATION</b>	<b>16</b>
3.11.1	Spécifications techniques d'exploitation et règles d'essais périodiques	16
3.11.2	Procédures de conduite en situation incidentelle et accidentelle	16
<b>3.12</b>	<b>MODIFICATIONS APPORTÉES AU RÉACTEUR</b>	<b>17</b>
3.12.1	Modifications réalisées lors de la deuxième visite décennale	17
3.12.2	Modifications réalisées entre la deuxième visite décennale et la troisième visite décennale	17
<b>3.13</b>	<b>APPRECIATION GENERALE DE L'ASN SUR L'EXPLOITATION</b>	<b>18</b>
<b>4</b>	<b>RÉEXAMEN PÉRIODIQUE</b>	<b>19</b>
<b>4.1</b>	<b>DÉMARCHE ADOPTÉE</b>	<b>19</b>
<b>4.2</b>	<b>EXAMEN DE CONFORMITÉ</b>	<b>20</b>
4.2.1	Objectifs	20
4.2.2	Principaux résultats des contrôles et examens réalisés lors de la troisième visite décennale	21
4.2.2.1	Retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais	21
4.2.2.2	Génie civil	22
4.2.2.3	Ancrages	22
4.2.2.4	Supportage des chemins de câbles	23
4.2.2.5	Ventilation	23
4.2.2.6	Tube de transfert	23

4.2.3	Conclusions de l'examen de conformité	24
<b>4.3</b>	<b>RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ</b>	<b>24</b>
4.3.1	Objectifs	24
4.3.2	Résultats des études réalisées au titre de la réévaluation de sûreté	24
4.3.2.1	Inondations d'origine interne	25
4.3.2.2	Explosions d'origine interne	25
4.3.2.3	Incendie	26
4.3.2.4	Démarche de vérification sismique	26
4.3.2.5	Agressions d'origine climatique	27
4.3.2.6	Autonomie des réacteurs vis-à-vis des agressions externes de mode commun	27
4.3.2.7	Agressions externes dues à l'environnement industriel et aux voies de communication	28
4.3.2.8	Risque de surpression à froid	29
4.3.2.9	Défaillance passive du circuit d'injection de sécurité	29
4.3.2.10	Rupture d'un tube de générateur de vapeur et non-débordement en eau	30
4.3.2.11	Réactualisation de l'étude probabiliste de sûreté relative à l'évaluation probabiliste du risque de fusion du cœur	30
4.3.2.12	Accidents graves, réactualisation de l'étude probabiliste de sûreté relative à l'évaluation des rejets en cas d'accident grave	31
4.3.2.13	Confinement en situation post-accidentelle	31
4.3.2.14	Comportement des enceintes de confinement	32
4.3.2.15	Conformité des systèmes de ventilation / filtration vis-à-vis du confinement	32
4.3.2.16	Opérabilité des matériels nécessaires dans les situations hors dimensionnement	32
4.3.2.17	Système de surveillance post-accidentelle	33
4.3.2.18	Vérification des ouvrages de génie civil	34
4.3.2.19	Fonctionnement du système de mesure de radioactivité	34
4.3.2.20	Fiabilité du système de refroidissement de la piscine d'entreposage	34
4.3.2.21	Capacités fonctionnelles du système d'injection de sécurité	35
4.3.2.22	Fiabilisation de la fonction de recirculation	35
4.3.3	Résultats des études réalisées en dehors du cadre du réexamen périodique	36
4.3.3.1	Criticité	36
4.3.3.2	Conséquences radiologiques	36
4.3.3.3	Evolution du domaine complémentaire	37
4.3.3.4	Grands chauds	37
4.3.3.5	Station de pompage	37
4.3.3.6	Protection du site contre les inondations d'origine externe	38
4.3.4	Conclusions	39
<b>5</b>	<b>CONTRÔLES RÉALISÉS LORS DE LA VISITE DÉCENNALE</b>	<b>39</b>
<b>5.1</b>	<b>PRINCIPAUX CONTRÔLES ET ESSAIS</b>	<b>39</b>
5.1.1	Chaudière nucléaire	39
5.1.2	Épreuve de l'enceinte de confinement	40
5.1.3	Contrôles et opérations de maintenance des autres équipements	40
5.1.4	Essais décennaux	40
<b>5.2</b>	<b>MISE EN ŒUVRE DES MODIFICATIONS PRÉVUES AU TITRE DE LA RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ</b>	<b>41</b>

<b>5.3</b>	<b>SURVEILLANCE EXERCÉE PAR L'ASN</b>	<b>41</b>
<b>5.4</b>	<b>REDÉMARRAGE DU RÉACTEUR APRÈS LA TROISIÈME VISITE DÉCENNALE</b>	<b>43</b>
<b>6</b>	<b>PLAN DE DÉMANTÈLEMENT</b>	<b>43</b>
<b>7</b>	<b>PERSPECTIVES POUR LES DIX ANNÉES APRÈS LE TROISIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE</b>	<b>43</b>
<b>7.1</b>	<b>PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPÉRIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI</b>	<b>43</b>
7.1.1	Actions de l'ASN à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi	43
7.1.2	La poursuite du fonctionnement au regard de l'accident de la centrale Fukushima Daiichi	45
7.1.2.1	Prescriptions de l'ASN prises à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi	45
7.1.2.2	Inspections de l'ASN	47
<b>7.2</b>	<b>PROGRAMME D'INVESTIGATIONS COMPLÉMENTAIRES</b>	<b>47</b>
7.2.1	Objectifs du programme d'investigations complémentaires	47
7.2.2	Résultats du programme d'investigations complémentaires	48
7.2.3	Risque de réaction sulfatique interne sur l'enceinte de confinement et les autres ouvrages de génie civil	48
<b>7.3</b>	<b>MAITRISE DU VIEILLISSEMENT</b>	<b>48</b>
7.3.1	Processus retenu	48
7.3.2	Dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines	49
7.3.2.1	Spécificités des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines	49
7.3.2.2	Bilan des contrôles et inspections réalisés au titre du suivi du vieillissement sur les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines	50
7.3.2.3	Position de l'ASN	50
<b>7.4</b>	<b>TENUE EN SERVICE DE LA CUVE DU RÉACTEUR</b>	<b>50</b>
<b>7.5</b>	<b>ACTIONS COMPLÉMENTAIRES POUR LA POURSUITE D'EXPLOITATION</b>	<b>51</b>
7.5.1	Gestion des compétences	51
7.5.2	Le « programme compétences » d'EDF	51
7.5.3	Position de l'ASN	52
<b>8</b>	<b>BILAN</b>	<b>53</b>

## **SIGLES, ABRÉVIATIONS ET DÉNOMINATIONS**

# 1 RÉFÉRENCES

## Références de courriers génériques

- [1] Arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base
- [2] Arrêté du 10 novembre 1999 modifié relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression
- [3] Décision n° 2011-DC-0213-EDF du Collège de l'Autorité de sûreté nucléaire du 5 mai 2011 prescrivant à 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
- [4] Avis de l'ASN n° 2012-AV-0139 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
- [5] Courrier DEP-SD2-N° 0468-2005 du 2 septembre 2005 : réacteurs nucléaires à eau sous pression. Programme d'examen de conformité des réacteurs de 900 MWe dans le cadre du réexamen de sûreté VD3
- [6] 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
- [7] Courrier DEP-PRES-0077-2009 du 1<sup>er</sup> juillet 2009 : position de l'ASN sur les aspects génériques de la poursuite d'exploitation des réacteurs de 900 MWe à l'issue de la troisième visite décennale
- [8] Courrier CODEP-DCN-2012-019695 du 30 mars 2012 : poursuite de l'exploitation des réacteurs de 900 MWe à l'issue des troisièmes visites décennales
- [9] Note EDF/CIPN EMESN030016B du 9 décembre 2003 : Réexamen de sûreté VD3 – Programme de travail sur les thèmes « sûreté » du réexamen de sûreté
- [10] Note technique EDF D455015067442 indice 0 du 22 décembre 2016 : Programme de base de maintenance préventive – câbles basse tension n° TPAL-AM777-01 indice 0
- [11] Note technique EDF D4550 14-04/3622 indice 0 du 29 septembre 2014 : Note de synthèse du programme d'investigations complémentaires VD3 900
- [12] Note EDF/CIPN - EMEGC060254 ind. C du 18 avril 2008 : « Synthèse des tassements différentiels vécus par le tube de transfert et comparaison aux critères admissibles – Tous sites CPY et CP0 ».

### Références de courriers spécifiques aux réacteurs de Gravelines liés aux ECS

- [20] 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
- [21] Décision n° 2012-DC-0286 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
- [22] Courrier EDF SIF-11058 BRSD/WXZ8 du 13 septembre 2011 : rapport d'évaluation complémentaire de sûreté de la centrale nucléaire de Gravelines

### Références de courriers spécifiques au réexamen périodique du réacteur n° 2 de Gravelines

- [30] Décision n° 2022-DC-0735 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juillet 2022 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables à la centrale nucléaire de Gravelines au vu des conclusions du troisième réexamen périodique du réacteur n° 2 de l'INB n° 96 et du réacteur n° 4 de l'INB n° 97
- [31] Avis IRSN n° 2017-00234 du 17 juillet 2017 : examen du rapport de conclusion du réexamen de sûreté du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines à l'issue de sa troisième visite décennale
- [32] Note technique EDF D5130 CR SIF MTN 0033 indice 0 du 6 décembre 2013 : bilan de l'examen de conformité ECOT VD3 900 du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines
- [33] Note technique EDF D5130 PR XXX EEE 0602 indice 1 du 12 mars 2014 : dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines
- [34] Note technique EDF D5130 CR DIR ORG 0005 indice 0 du 20 mars 2014 : rapport de conclusion du réexamen de sûreté VD3 du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines

### Références de courriers spécifiques au réexamen périodique du réacteur n° 4 de Gravelines

- [35] Avis IRSN n° 2017-00395 du 21 décembre 2017 : examen du rapport de conclusion du réexamen de sûreté du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines à l'issue de sa troisième visite décennale
- [36] Note technique EDF D5130 DT SIF MTN 0037 indice 0 du 10 septembre 2014 : bilan de l'examen de conformité ECOT VD3 900 du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines
- [37] Note technique EDF D5130 PR XXX EEE 0604 indice 1 du 15 décembre 2014 : dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines

- [38] Note technique EDF D5130 CR DIR ORG 0006 indice 0 du 16 décembre 2014 : rapport de conclusion du réexamen de sûreté VD3 du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines
- [39] Note technique D305614005697 indice A du 13 novembre 2014 – INB 97 – CNPE de Gravelines – Tranches 3 et 4 – Plan de démantèlement

#### Références de courriers autres, spécifiques aux réacteurs de Gravelines

- [40] Décret n° 77-1190 du 24 octobre 1977 modifié autorisant la création par Électricité de France des quatre réacteurs de la centrale nucléaire de Gravelines dans le département du Nord
- [41] Décret du 18 décembre 1981 modifié autorisant la création par Électricité de France de deux tranches de la centrale nucléaire de Gravelines dans le département du Nord ;
- [42] 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 (Nord) ;
- [43] Décision n° 2016-DC-0568 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 30 août 2016 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire situé dans la commune de Gravelines (Nord) au vu des conclusions du troisième réexamen périodique du réacteur n° 1 de l’INB n° 96
- [44] Décision n° 2017-DC-0610 de l’Autorité de sûreté nucléaire du 19 octobre 2017 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire situé dans la commune de Gravelines (Nord) au vu des conclusions du troisième réexamen périodique du réacteur n° 3 de l’INB n° 97
- [45] Décision n° 2018-DC-0647 du 16 octobre 2018 de l’ASN fixant les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et consommation d’eau et de rejets dans l’environnement des effluents liquides et gazeux des installations nucléaires de base n° 96, n° 97 et n° 122 exploitées par Électricité de France (EDF) dans la commune de Gravelines
- [46] Décision n° 2018-DC-0646 du 16 octobre 2018 de l’ASN fixant les limites de rejets dans l’environnement des effluents liquides et gazeux des installations nucléaires de base n° 96, n° 97 et n° 122 exploitées par Électricité de France (EDF) dans la commune de Gravelines
- [47] 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
- [48] Courriers ASN CODEP-LIL-2012-031920 du 14 juin 2012 et CODEP-LIL-2012-050021 du 18 septembre 2012 : lettres 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

## 2 CADRE RÉGLEMENTAIRE

En application de l'article L. 593-6 du code de l'environnement, « l'exploitant d'une installation nucléaire de base est responsable de la maîtrise des risques et inconvénients que son installation peut présenter pour les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 », à savoir la santé, la sécurité et la salubrité publiques ainsi que la protection de la nature et de l'environnement. Cette responsabilité se décline notamment par la définition et la mise en œuvre de dispositions techniques et de mesures organisationnelles en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations nucléaires de base.

L'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) exerce le contrôle de l'ensemble des installations nucléaires civiles françaises. Ces installations font régulièrement l'objet d'inspections de la part de l'ASN. Les écarts déclarés par les exploitants ainsi que les actions prises pour les corriger et éviter qu'ils ne puissent se reproduire sont également analysés par l'ASN. Les modifications notables des installations, en dehors de celles nécessitant la modification de leur décret d'autorisation, sont soumises soit à autorisation, soit à déclaration auprès de l'ASN. Enfin, l'ASN assure le contrôle de tous les arrêts de réacteurs électronucléaires pour rechargement en combustible et maintenance programmée.

En complément de ce contrôle régulier, les exploitants sont tenus de réexaminer tous les dix ans la sûreté de leur installation, conformément aux dispositions prévues par l'article L. 593-18 du code de l'environnement.

Le réexamen périodique d'une installations nucléaire de base a pour objectif, d'une part, d'examiner en profondeur l'état de l'installation afin de vérifier qu'elle respecte bien l'ensemble des règles qui lui sont applicables et, d'autre part, d'améliorer son niveau de sûreté en tenant compte notamment de l'expérience acquise au cours de l'exploitation et de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires. Pour les réacteurs électronucléaires d'Électricité de France (EDF), le réexamen périodique s'appuie notamment sur les visites décennales des réacteurs, qui constituent des moments privilégiés pour mener des contrôles et modifier les équipements.

Du 6 avril 2013 au 28 septembre 2013, le réacteur n° 2 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.

Du 15 février 2014 au 7 juillet 2014, le réacteur n° 4 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.

Conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, EDF a adressé à l'ASN le 20 mars 2014 le rapport de conclusion du troisième réexamen périodique du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines (référence [34]).

Conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, EDF a adressé à l'ASN le 16 décembre 2014 le rapport de conclusion du troisième réexamen périodique du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines (référence [38]).

Le présent rapport constitue l'analyse de l'ASN, conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, des rapports de réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines

À la suite de cette analyse et en application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, l'ASN a imposé à EDF des prescriptions par décision en référence [30] fixant de nouvelles conditions de fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines. Ces prescriptions à l'issue du troisième réexamen périodique tiennent compte notamment :

- de l'état des installations ;
- de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires ;
- du retour d'expérience national et local ;
- des conclusions des inspections de l'ASN.

Par ailleurs, l'ASN a également prescrit dans cette décision une vérification de la tenue sismique du tube de transfert entre la piscine du bâtiment du réacteur et celle du bâtiment du combustible des six réacteurs.

Cette décision a fait l'objet d'une consultation du public sur le site Internet de l'ASN, du 14 novembre au 6 décembre 2021. Aucune observation n'a été formulée dans ce cadre.

Par ailleurs, dans la même période que le processus de réexamen périodique, EDF a mené les évaluations complémentaires de sûreté prescrites par décision en référence [3] 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'ASN qui a remis son avis sur ces évaluations en référence [4] le 3 janvier 2012. Cette analyse a conduit l'ASN à émettre des prescriptions complémentaires pour l'ensemble des 19 centrales nucléaires. Elles ont été imposées par décision en référence [21] pour la centrale nucléaire de Gravelines.

### 3 PRINCIPALES CARACTÉRISTIQUES D'EXPLOITATION

Le présent paragraphe fournit un panorama de l'historique d'exploitation des réacteurs au moment où ceux-ci ont réalisé leur troisième visite décennale.

#### 3.1 PRÉSENTATION GÉNÉRALE DES INSTALLATIONS

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. Le site se trouve à environ 30 km de la Belgique et 60 km du Royaume-Uni.

La centrale nucléaire de Gravelines comprend six réacteurs à eau sous pression (REP), de conception identique (type « CP1 »), d'une puissance électrique de 900 MWe chacun correspondant à une puissance thermique nominale de la chaudière de 2785 MWt.

La création de la centrale nucléaire de Gravelines a été autorisée par décrets cités en références [40] et [41]. Les réacteurs n° 1 et n° 2 constituent l'installation nucléaire de base (INB) n° 96. Les réacteurs n° 3 et n° 4 constituent l'installation nucléaire de base (INB) n° 97. Les réacteurs n° 5 et n° 6 constituent l'installation nucléaire de base (INB) n° 122.

Le refroidissement de la centrale nucléaire de Gravelines s'appuie sur un circuit ouvert alimenté par l'eau de la mer du Nord.

Les rejets ainsi que le prélèvement et la consommation d'eau de la centrale nucléaire de Gravelines sont encadrés par les décisions de l'ASN citées en références [45] et [46].

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). Ce dépôt de pétrole brut est devenu en 2013 un dépôt de gasoil. Au 1<sup>er</sup> janvier 2017, le terminal méthanier de Dunkerque, qui est un nouvel établissement « Seveso » situé à 4 km de la centrale, a été mis en service.



### **3.2 PARTICULARITES DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES PAR RAPPORT AUX AUTRES CENTRALES NUCLÉAIRES EXPLOITÉES PAR EDF**

Les 32 réacteurs de 900 MWe, 20 réacteurs de 1300 MWe et 4 réacteurs de 1450 MWe d'EDF sont standardisés. Ainsi, de nombreuses similitudes existent entre les centrales nucléaires. Il n'en reste pas moins que chaque centrale nucléaire, voire chaque réacteur, possède des particularités, en raison de son implantation géographique, de choix d'ingénierie particuliers, d'opportunités diverses ou de justifications historiques.

La suite de ce paragraphe énumère les particularités les plus notables pour la centrale nucléaire de Gravelines par rapport aux autres centrales exploitées par EDF. La plupart des risques associés aux réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines étant identiques à ceux des réacteurs n° 1 et n° 3, certaines de ces particularités ont déjà fait l'objet de prescriptions de l'ASN dans ses décisions en références [43] et [44] à la suite du troisième réexamen périodique des réacteurs n° 1 et n° 3.

#### **Particularités techniques :**

À l'origine de la construction de la centrale existait 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 centrale nucléaire de Gravelines, le décret d'autorisation de création en référence [1] demande que des dispositions suffisantes soient prises pour permettre le maintien du confinement des produits radioactifs, la mise à l'arrêt sûr et le maintien dans cet état ainsi que le refroidissement à long terme du combustible des différents réacteurs dans toutes les circonstances plausibles pouvant résulter du fonctionnement normal ou accidentel des installations voisines de la centrale nucléaire et des navires circulant ou stationnant dans le port de Dunkerque. Il s'agit en particulier :

- 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 ;
- d'un incendie simultané de tous les réservoirs d'hydrocarbures liquides des APF ;
- du déversement d'hydrocarbures liquides dans le port de Dunkerque.

### 3.3 EXPLOITATION DU RÉACTEUR

Les principales étapes d'exploitation du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines sont présentées ci-après :

Étapes d'exploitation	Dates
Première divergence	2 août 1980
Premier couplage au réseau d'électricité	26 août 1980
Mise en service initiale	1 <sup>er</sup> décembre 1980
Visite complète n° 1	16 février 1982 au 16 octobre 1982
Visite décennale n° 1	11 mai 1991 au 12 septembre 1991
Remplacement des générateurs de vapeur	31 août 1996 au 9 décembre 1996
Visite décennale n° 2	6 avril 2002 au 2 juillet 2002
Visite décennale n° 3	6 avril 2013 au 28 septembre 2013

Les principales étapes d'exploitation du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines sont présentées ci-après :

Étapes d'exploitation	Dates
Première divergence	31 mai 1981
Premier couplage au réseau d'électricité	14 juin 1981
Mise en service initiale	1 <sup>er</sup> octobre 1981
Visite complète n° 1	3 janvier 1983 au 15 mai 1983
Visite décennale n° 1	31 octobre 1992 au 21 mars 1993
Remplacement des générateurs de vapeur	9 juillet 2000 au 19 octobre 2000
Visite décennale n° 2	5 juillet 2003 au 30 septembre 2003
Visite décennale n° 3	15 février 2014 au 7 juillet 2014

### 3.4 GESTION DU COMBUSTIBLE

Le mode de gestion du combustible des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines a évolué au cours des trente premières années de fonctionnement. Depuis 2009, la gestion du combustible utilisée, appelée « Parité MOX », correspond à un renouvellement par quart de cœur avec des assemblages de combustible d'uranium enrichis à 3,7 % associés des assemblages de combustible MOX désormais de teneur maximale de 9,08 % en plutonium.

### 3.5 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.

Les contrôles menés en 2002 à l'occasion de la deuxième visite décennale du réacteur n° 2 et en 2003 à l'occasion de la deuxième visite décennale du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines n'ont révélé aucune indication répondant aux critères de recherche de défauts plans et de défauts de type défaut sous revêtement (DSR) de la cuve au niveau de la zone de cœur.

Le couvercle de cuve, initialement 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 2000 pour le réacteur n° 2 et en 1994 pour le réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines et est désormais équipé de traversées en alliage de type 690 moins sensible à la corrosion sous contrainte. Le couvercle du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines fait partie des couvercles témoins pour le contrôle des nouveaux adaptateurs en alliage de type Inconel 690.

Les cuves des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines ne font pas partie des cuves précurseurs au titre du programme « zone inconel » concernant la fissuration de corrosion sous contrainte dans le métal de base des pénétrations de fond de cuve (PFC). Néanmoins, au titre de la défense en profondeur, un examen télévisuel externe complété par un contrôle par ultrasons de l'ensemble des PFC ont été réalisés en 2012 et en 2013 respectivement pour les réacteurs n° 2 et n° 4, lors de la visite partielle précédant la troisième visite décennale. Cinquante pénétrations de fond de cuves ont été examinées pour chaque réacteur. Aucune indication supérieure ou égale au seuil de notation et caractéristique d'une fissure de corrosion sous contrainte, en paroi interne ou externe, n'a été détectée.

### 3.6 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines ont été remplacés respectivement en 1996 et en 2000. Ils sont désormais équipés de tubes en alliage de type Inconel 690, 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 3 tubes sur 3330 étaient obturés sur les générateurs de vapeur n° 1 et n° 2 du réacteur n° 2 de la centrale nucléaires de Gravelines. Seul 1 tube sur 3330 était obturé sur les générateurs de vapeur n° 1 et n° 2 du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines

Les générateurs de vapeur des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines sont *a priori* peu sensibles au phénomène de colmatage des plaques entretoises par accumulation dans les passages brochés des plaques entretoises d'oxydes générés dans le circuit secondaire principal

observé sur d'autres réacteurs exploités par EDF en France, en raison des dispositions prises à la conception et en exploitation (conditionnement chimique à haut pH du circuit secondaire).

Les autres éléments constitutifs du circuit primaire principal (tuyauteries primaires, piquages, pressuriseur, groupe motopompe primaire, 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 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 la date de la troisième visite décennale du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines, neuf situations ont atteint ou dépassé 50 % des occurrences qui leur sont allouées et font l'objet d'une surveillance particulière. Parmi ces neuf situations, celle de la mise en service de l'aspersion auxiliaire avec la décharge du circuit de contrôle volumique et chimique du circuit primaire isolé a dépassé le nombre d'occurrences allouées initialement. Ce dépassement fait l'objet d'une note de justification.

À la date de la troisième visite décennale du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, cinq situations ont atteint ou dépassé 50 % des occurrences qui leur sont allouées et font l'objet d'une surveillance particulière. Aucune de ces cinq situations ne dépasse le nombre d'occurrences allouées initialement. Il n'est pas prévu de dépassement dans le cadre d'une période de fonctionnement de quarante ans.

### **3.7 EXPLOITATION DES CIRCUITS SECONDAIRES PRINCIPAUX**

Avant la réalisation de la troisième visite décennale, les circuits secondaires principaux du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines ont subi cinq épreuves hydrauliques en 1979, 1982, 1987, 1996 et 2006.

Avant la réalisation de la troisième visite décennale, les circuits secondaires principaux du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines ont subi six épreuves hydrauliques en 1980, 1983, 1989, 1998, 2000 et 2009.

Les robinets, soupapes et vannes installés sur les circuits secondaires principaux des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines ainsi que les soupapes de leurs générateurs de vapeur ne présentent ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement tel qu'étudié de manière générique par EDF. Ce constat s'applique également aux tuyauteries.

### **3.8 EXPLOITATION DE L'ENCEINTE DE CONFINEMENT**

Les enceintes de confinement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines sont constituées de parois de béton précontraint revêtues d'une peau métallique de faible épaisseur.

L'enceinte de confinement du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines a fait l'objet de 4 épreuves en 1979, 1983, 1991 et en 2002.

L'enceinte de confinement du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines a fait l'objet de 4 épreuves en 1980, 1983, 1993 et en 2003.

Les enceintes de confinement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines ne présentent pas de sensibilité particulière au vieillissement.

### **3.9 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines. Il en ressort que ces matériels, regroupant les matériels mécaniques, traversées électriques, l'instrumentation et les structures de génie civil, n'ont présenté par le passé ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement.

### **3.10 ÉVÈNEMENTS SIGNIFICATIFS**

Au cours des trente premières années de fonctionnement, des écarts aux règles d'exploitation et aux référentiels de sûreté ont été détectés sur les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, notamment grâce aux démarches de contrôle mises en œuvre par EDF et aux vérifications demandées par l'ASN.

Depuis 1991, les événements significatifs déclarés par EDF sont classés sur l'échelle internationale INES, graduée de 0 à 7. 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. EDF a également défini des actions pour corriger la situation et pour éviter le renouvellement des événements déclarés, dont il est rendu compte dans les rapports d'analyse transmis à l'ASN.

L'ASN considère que les événements survenus sur les réacteurs n° 2 et n° 4 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.

### **Irrégularités dans la fabrication d'équipements sous pression nucléaires dans l'usine Creusot Forge**

Le 13 juin 2016, EDF a déclaré à l'ASN un événement significatif concernant des défauts d'assurance qualité portant sur des dossiers de fabrication de composants fabriqués par Creusot Forge des circuits primaires et secondaires de ses réacteurs. Les premières investigations menées ont conduit Framatome et EDF à lancer une revue de l'ensemble des dossiers de fabrication de cette usine à la fin de l'année 2016.

L'ASN a encadré cette revue par sa décision n° 2017-DC-0604 du 15 septembre 2017. Le générateur de vapeur n° 2 du réacteur n° 2 et les trois générateurs de vapeur du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines sont concernés par un problème de ségrégation du carbone au niveau de leur fond primaire. Toutefois, l'ASN n'a pas été amenée à caractériser d'écarts nécessitant une réparation ou un remplacement immédiat et remettant en cause la remise en service des équipements sous pression nucléaires.

### **3.11 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, qui définissent 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'une fonction de sûreté requise ;
- les règles des essais périodiques, destinés à vérifier le bon fonctionnement des matériels importants pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement 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.

#### *3.11.1 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines ont évolué conformément aux orientations fixées par l'ASN. Elles ont également été adaptées à la suite des modifications matérielles réalisées sur les réacteurs.

À la suite des modifications matérielles mises en œuvre dans le cadre de la troisième visite décennale, EDF a fait évoluer les spécifications techniques d'exploitation et les règles d'essais périodiques.

#### *3.11.2 Procédures de conduite en situation incidentelle et accidentelle*

À l'origine, les procédures de conduite en situation incidentelle et accidentelle suivaient une approche événementielle, fondée sur une liste conventionnelle d'accidents. Ainsi, à un type d'incident ou d'accident donné correspondaient des consignes de conduite.

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 des principaux paramètres physiques

caractérisant l'état 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 sur les réacteurs nucléaires exploités par EDF sur le territoire français. Les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines l'appliquent respectivement depuis 2001 et 2002.

### **3.12 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 les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

#### *3.12.1 Modifications réalisées lors de la deuxième visite décennale*

À la suite des revues de conception de systèmes importants pour la sûreté menées dans le cadre du deuxième réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 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 de l'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 des bâtiments ventilés vis-à-vis des situations de grands froids, 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.

#### *3.12.2 Modifications réalisées entre la deuxième visite décennale et la troisième visite décennale*

Les modifications apportées aux réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines 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 des 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'action dédiés.

### **3.13 APPRECIATION GENERALE DE L'ASN SUR L'EXPLOITATION**

Dans son « rapport annuel sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France » de 2020, l'ASN considère les performances de la centrale nucléaire de Gravelines sont en retrait en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et de protection de l'environnement par rapport à l'appréciation générale que l'ASN porte sur les centrales nucléaires d'EDF.

Les performances en matière de sûreté nucléaire ne se sont pas améliorées en 2020, notamment en matière de rigueur d'intervention. L'exploitant a engagé un plan d'actions visant à mettre fin à une situation d'accoutumance aux écarts et à des pratiques ou comportements inadaptés.

L'ASN a mis en demeure le site de Gravelines de se conformer, avant le 31 octobre 2020, aux dispositions réglementaires en matière de protection contre le risque d'explosion d'origine externe, imposées par les décrets d'autorisation de création des réacteurs n<sup>os</sup> 1, 2, 3, 4 et 6 de la centrale nucléaire de Gravelines et par sa décision du 20 août 2015 relative à la maîtrise des risques liés au terminal méthanier de Dunkerque. L'échéance de la mise en demeure a été respectée.

Sur le plan de la maintenance, l'année 2020 a été marquée par des prolongations importantes des durées d'arrêt pour maintenance et renouvellement en combustible des réacteurs. L'exploitant a engagé un programme important de remise en état des tuyauteries véhiculant de l'eau de mer. Il doit néanmoins poursuivre ses efforts sur certains équipements de protection contre les agressions externes présentant des phénomènes de corrosion susceptibles de remettre en cause leur efficacité.

En matière de protection de l'environnement, l'ASN considère que la centrale nucléaire de Gravelines doit mieux maîtriser la maintenance des équipements utilisant du gaz isolant à effet de serre (SF6) et de ses installations de traitement des effluents radioactifs produits par l'exploitation des réacteurs.

Sur le plan de la radioprotection, l'ASN continue de noter des faiblesses dans la maîtrise des accès à certaines zones présentant des risques d'exposition radiologique. Des progrès sont également attendus au niveau du suivi des chantiers à risque de contamination interne qui ont encore été à l'origine d'événements significatifs de radioprotection en 2020.

## 4 RÉEXAMEN PÉRIODIQUE

### 4.1 DÉMARCHE ADOPTÉE

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

*« 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 dispose que :

*« 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 protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593.1.*

*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, ainsi que les prescriptions qu'elle prend. »*

Dans le cadre du réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 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 l'ensemble des règles qui lui sont applicables selon un programme défini en amont ;
- amélioré le niveau de sûreté de l'installation en tenant compte notamment de son état, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation et de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires.

S'agissant du troisième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, 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'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (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 à l'issue de sa réunion du 20 novembre 2008 et a transmis à EDF, par courrier en référence [7], 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 dans son courrier en référence [7], l'ASN n'a pas identifié d'élément mettant en cause la capacité d'EDF à maîtriser la sûreté des réacteurs de 900 MWe jusqu'à leur quatrième réexamen périodique.

EDF a intégré ces réserves dans le cadre du réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines. À l'issue du troisième réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a adressé à l'ASN le bilan de l'examen de conformité (références respectives [32] et [36]), le dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (références respectives [33] et [37]) et le rapport de conclusion du réexamen des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines (références respectives [34] et [38]).

Saisi par l'ASN, l'IRSN a rendu ses avis pour les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines (références respectives [31] et [35]) sur :

- les conclusions du réexamen périodique spécifiques aux réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines ;
- les résultats de l'examen de conformité de ces réacteurs ;
- les modifications intégrées dans le cadre de la réévaluation de sûreté sur les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines à l'issue de leur 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.

Sur la base de l'examen de ces documents, l'ASN expose ci-après son analyse des conclusions du réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 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 [30], des prescriptions issues du réexamen périodique qui fixent les conditions de poursuite de fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines afin d'en améliorer le niveau de sûreté.

## **4.2 EXAMEN DE CONFORMITÉ**

### *4.2.1 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 ses modalités d'exploitation, dues à des modifications ou à son vieillissement, ne remettent pas en cause le respect de la réglementation applicable ou de 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 de la construction et des montages par rapport aux plans.

L'examen de conformité, qui a pris 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 [5]) :

- 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 événement<sup>1</sup>, l'opérabilité des matériels mobiles appelés dans les procédures de conduite incidentelle et accidentelle et le risque de criticité.

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.

#### *4.2.2 Principaux résultats des contrôles et examens réalisés lors de la troisième visite décennale*

Afin de s'assurer de la conformité des réacteurs n° 2 et n° 4 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.

##### ***4.2.2.1 Retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais***

À l'occasion du troisième réexamen périodique, EDF a vérifié la bonne mise en œuvre des actions de protection de la centrale nucléaire de Gravelines décidées après l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais (Gironde) en 1999.

En particulier, EDF a procédé aux actions suivantes :

---

<sup>1</sup> « séisme événement » : Le séisme événement est le risque d'agression d'éléments importants pour la protection (EIP) résistants au séisme (cibles potentielles) par des matériels non classés au séisme (agresseurs potentiels). La démarche de maîtrise du risque de « séisme événement » a pour objectif de rechercher et de déterminer les couples d'agresseurs et de cibles, de réaliser l'examen des dégradations susceptibles d'être provoquées et de limiter les risques potentiels d'interaction sismique entre ceux-ci.

- la réévaluation de la crue millénale majorée de sécurité (CMS) à 6,12 m NGF N ;
- la mise en place d'une protection périphérique du site constituée de murets et digues longeant le canal d'amenée et l'extrémité ouest des canaux d'amenée et de rejet, formant une protection continue vis-à-vis de la mer ;
- le traitement des bippasses potentiels de la protection périphérique ;
- la 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 bippasses potentiels en station de pompage ;
- la création d'une zone inondable étanche à l'arrière de la station de pompage.

Pour les éléments qu'elle a analysés, l'ASN considère que les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines sont conformes au référentiel applicable pour ce thème.

#### **4.2.2.2 Génie civil**

À l'occasion de la troisième visite décennale des réacteurs n° 2 et n° 4, EDF a procédé à des examens visuels des ouvrages de génie civil.

Ces examens ont montré que les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines sont globalement conformes 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 font par ailleurs l'objet d'un traitement adapté en fonction de leur impact sur la sûreté nucléaire.

Plus particulièrement, la paroi moulée de la centrale nucléaire de Gravelines constitue l'ouvrage de soutènement séparant d'une part la plate-forme industrielle et d'autre part le canal d'amenée. Cet ouvrage est ancré dans le sol par des tirants actifs, mis en charge lors de la construction de la centrale et nécessaires à la stabilité de l'ouvrage. La ruine de cet ouvrage pourrait, en cas de séisme, remettre en cause l'alimentation en eau nécessaire pour le maintien de la source froide. EDF considère que les dispositions de maintenance sont adaptées à la suite de la mise en place d'un suivi topographique renforcé et à l'acquisition de données facilitant la compréhension des désordres pouvant être rencontrés.

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

#### **4.2.2.3 Ancrages**

À l'occasion de la troisième visite décennale, EDF a vérifié l'ancrage de certains matériels importants pour la sûreté des réacteurs n° 2 et n° 4 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 ont mis en évidence des écarts. Une faible partie d'entre eux a nécessité des réparations, qui ont été réalisées 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.

Toutefois, le retour d'expérience des contrôles des ancrages au titre des examens de conformité sur les autres réacteurs d'EDF a montré l'existence d'écarts. En complément des contrôles réalisés au titre des examens de conformité, EDF a établi des programmes de maintenance dont la première mise en œuvre reste à engager pour un certain nombre d'entre eux. Le périmètre et la pertinence de ces programmes de maintenance sont traités dans le cadre des quatrièmes réexamens périodiques des réacteurs de 900 MWe.

#### **4.2.2.4 Supportage des chemins de câbles**

À l'occasion de la troisième visite décennale, EDF a examiné la résistance au séisme de la structure mécanique des chemins de câbles des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines. Les contrôles retenus ont concerné les locaux présentant la plus grande densité de chemins de câbles ou ayant les chemins de câbles les plus chargés.

Pour les éléments qu'elle a analysés, l'ASN note que l'ensemble des écarts relevés à cette occasion a fait l'objet d'un traitement approprié.

Toutefois, l'ASN a demandé à EDF 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. EDF a proposé la mise en œuvre du programme de maintenance préventive en référence [10] dans un délai de 3 ans.

L'ASN considère que cette disposition répond à l'objectif qu'elle a fixé.

#### **4.2.2.5 Ventilation**

À l'occasion de la troisième visite décennale, EDF a contrôlé et le cas échéant réparé les systèmes de ventilation des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines conformément au programme de maintenance qui leur est applicable.

Ces contrôles ont mis en évidence des écarts. Une faible partie d'entre eux a nécessité des réparations, qui ont été réalisées lors de la troisième visite décennale.

Pour les éléments qu'elle a analysés, l'ASN note que l'ensemble des écarts relevés à cette occasion a fait l'objet d'un traitement approprié.

Ces contrôles ont permis de montrer que les systèmes de ventilation des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines sont conformes au référentiel de maintenance qui leur est applicable.

#### **4.2.2.6 Tube de transfert**

À l'occasion de la troisième visite décennale, EDF a contrôlé la tenue au séisme du tube de transfert en vérifiant si les déplacements différentiels entre le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible observés sur les sites accueillant des réacteurs de 900 MWe et pouvant survenir en cas de séisme conduisent ou non à un dépassement des critères de déplacement admissibles déterminés à la conception.

La note en référence [12] présente une synthèse des tassements différentiels entre le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible affectant le tube de transfert sur les différents réacteurs de 900 MWe et compare les déplacements induits aux jeux fonctionnels devant subsister pour assurer l'intégrité du tube de transfert et de ses équipements pour un séisme de dimensionnement (SDD).

L'ASN considère néanmoins que la vérification devrait également couvrir le spectre sismique correspondant au séisme majoré de sécurité (SMS) pour les centrales nucléaires dont le spectre SDD n'est pas enveloppe du SMS réévalué dans le cadre d'un réexamen périodique. Dans sa décision en référence [30], l'ASN impose donc à l'exploitant de la centrale nucléaire de Gravelines de vérifier pour chaque réacteur, au plus tard un an après la notification de cette décision, la tenue au séisme du tube de transfert et de ses équipements de raccordement aux peaux métalliques d'étanchéité des piscines au spectre majoré de sécurité réévalué lors des troisièmes visites décennales.

#### *4.2.3 Conclusions de l'examen de conformité*

Les thèmes techniques liés à la tenue au séisme du tube de transfert, à la ventilation, aux ancrages, aux supportages des chemins de câbles et à l'opérabilité des moyens mobiles ont fait l'objet de constats d'écarts mineurs. Ces derniers ont pu être traités par EDF avant le redémarrage à l'issue de la troisième visite décennale, des réacteurs n° 2 et n° 4 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.

Il ressort du bilan d'examen de conformité redémarrage des réacteurs n° 2 et n° 4 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 satisfaisantes.

Compte tenu des prescriptions fixées par l'ASN dans sa décision en référence [30], ces éléments n'obèrent pas la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

### **4.3 RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ**

#### *4.3.1 Objectifs*

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

- de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires ;
- 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.

#### *4.3.2 Résultats des études réalisées au titre de la réévaluation de sûreté*

Par courrier en référence [6], 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 maîtrise du vieillissement des installations.

EDF a réalisé des études afin, soit de confirmer la conception des réacteurs de 900 MWe, 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'avis de l'ASN sur l'atteinte par EDF des objectifs fixés dans le cadre de la réévaluation de sûreté est décrit ci-après.

#### **4.3.2.1 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 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 de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.2.2 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 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. La mise en place de ces matériels pour les capteurs de niveau du réservoir de contrôle chimique et volumétrique du réacteur (ballon RCV) a été réalisée durant la visite partielle du réacteur n° 2 en 2017 et durant la visite partielle du réacteur n° 4 en 2018.

Par ailleurs, EDF a identifié, postérieurement à la transmission des rapports de conclusion des réexamens périodiques des réacteurs n° 2 et n° 4, 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 concerne tous les réacteurs de 900 MWe, a donné lieu à la transmission par EDF d'un rapport d'événement significatif le 7 juillet 2021. EDF, qui conclut dans son analyse que l'impact de l'écart est limité sur la sûreté des installations, a réalisé les remises en conformité des matériels situés dans les locaux présentant un impact potentiel sur des cibles de sûreté redondantes et prévoit le solde des

remises en conformité restantes avant la fin de l'année 2022. Ce point fait l'objet d'une prescription dans la décision en référence [30].

L'ASN considère que la réévaluation du niveau de sûreté proposée par EDF et les modifications apportées à l'installation permettent globalement d'atteindre les objectifs du réexamen périodique. L'ASN note toutefois que, malgré des progrès notables, le référentiel proposé par EDF doit encore être amélioré et devra être complété, en particulier vis-à-vis de l'exhaustivité de l'identification des locaux concernés par le risque d'explosion d'origine interne ainsi que s'agissant des hypothèses associées à la concentration en hydrogène dans certains locaux.

Cette appréciation s'applique à l'ensemble des réacteurs de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

Ces éléments n'obèrent cependant pas la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

#### **4.3.2.3 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 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 de 900 MWe, en particulier pour les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.2.4 Démarche de vérification sismique**

L'objectif des études en référence [9] était d'analyser l'impact de la réévaluation de l'intensité 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 sûreté par des équipements présents en salle des machines.

Au cours de la troisième visite décennale des réacteurs n° 2 et n° 4 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).

Par ailleurs, 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 reconstitution des joints des galeries SEC et des galeries inter-tranches a été intégralement réalisée sur les réacteurs n° 2 et n° 4.

L'ASN considère que la méthodologie d'évaluation du comportement sismique des bâtiments et de leur stabilité après réalisation des renforcements et des modifications prévues est satisfaisante pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

Ce sujet a par ailleurs été réexaminé à l'occasion des évaluations complémentaires de sûreté engagées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, en application de la décision de l'ASN en référence [3]. Cet examen a consisté en une évaluation de la conformité des installations à leur référentiel et en 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 auparavant 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.

#### **4.3.2.5 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, de frasil<sup>1</sup> et de 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, les modifications nécessaires ont été mises en œuvre. Elles consistent à :

- installer sur certains matériels importants pour la sûreté 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 généré par 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 (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.2.6 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.

---

<sup>1</sup> Cristaux ou fragments de glace entraînés par le courant et flottant à la surface d'un cours d'eau

L'ASN considère que l'ensemble des réacteurs de 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 de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

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 [21] prescrivant à la centrale nucléaire de Gravelines des dispositions complémentaires qui conduisent progressivement au renforcement significatif des marges de sûreté au-delà du dimensionnement de l'installation. Parmi celles-ci 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.

Ces éléments n'obèrent toutefois pas la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

#### ***4.3.2.7 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 accidentelles d'avion et aux explosions externes liées à l'environnement industriel et aux voies de communication.

Sur le plan des risques liés aux chutes accidentelles d'avion, la probabilité de perte de chacune des fonctions de sûreté de la centrale nucléaire, respecte, pour chaque famille d'aéronef, l'ordre de grandeur de  $10^{-7}$  par an et par réacteur fixé par la règle fondamentale de sûreté (RFS) 1.2.a<sup>1</sup>.

Sur le plan des risques associés à l'environnement industriel et aux voies de communication, hors voie maritime, 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 I.2.d<sup>2</sup>.

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 groupes électrogènes diesels de secours et donc de ces derniers. Par ailleurs, l'onde de surpression associée à l'explosion pourrait également rendre

---

<sup>1</sup> Règle fondamentale de sûreté 1.2.a du 5 août 1980 relative à la prise en compte des risques liés aux chutes d'avions

<sup>2</sup> 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

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 règle fondamentale de sûreté I.2.d, l'ASN a prescrit dans sa décision en référence [45] 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.

#### **4.3.2.8 Risque de surpression à froid**

L'objet des études menées était de vérifier que les dispositions prises par EDF permettent 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, les modifications matérielles nécessaires ont été mises en œuvre. Elles consistent à mettre en place un nouveau dispositif inhibé et désinhibé par l'opérateur dans certains états du réacteur permettant l'ouverture automatique des soupapes de sûreté du circuit primaire principal en dessous de leur point de tarage afin de protéger le circuit d'une surpression qui serait provoquée par un isolement du circuit de refroidissement à l'arrêt en dehors de la conduite normale.

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 de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.2.9 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 passive du circuit d'injection de sécurité ne conduit pas à un accroissement significatif 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 de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

#### ***4.3.2.10 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 peut conduire à relâcher dans un premier temps de la vapeur contaminée puis 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 de limiter le volume d'eau relâchée. 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

L'ASN considère que la modification proposée pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe par EDF et mise en œuvre sur les réacteurs n° 2 et n° 4 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 [7]).

#### ***4.3.2.11 Réactualisation de l'étude probabiliste de sûreté relative à l'évaluation probabiliste du risque de fusion du cœur***

Les études probabilistes de sûreté constituent un outil d'appréciation du niveau de sûreté des réacteurs. Elles sont utilisées à l'occasion des réexamens périodiques pour évaluer le niveau de sûreté des installations, identifier des voies d'amélioration et évaluer l'apport des modifications proposées. À l'occasion du réexamen périodique des réacteurs 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 vérifié que les modifications de conception et d'exploitation envisagées dans le cadre du réexamen périodique permettaient d'atteindre les objectifs relatifs à la réduction du 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 de  $1.10^{-5}$  par an et par réacteur.

Ces modifications ont été intégralement mises en œuvre sur les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

#### **4.3.2.12 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 de 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 visant 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 [22]) effectuées à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi. Ont ainsi notamment été analysés les accidents de perte totale de source froide et de perte des alimentations électriques externes, ainsi que leurs conséquences sur l'installation.

L'ASN considère, à la suite de l'analyse du rapport de conclusion du réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines (références [34] et [38]), que si les objectifs fixés sont globalement atteints, un ensemble de d'améliorations techniques doit être mis en œuvre. Cette conclusion rejoint celle issue de l'analyse du rapport de l'évaluation complémentaire de sûreté (référence [22]). Dans ce cadre, l'ASN avait déjà prescrit par décision en référence [21] 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 permettant une bonne utilisation des mesures de détection du percement de la cuve et du risque hydrogène destinées à guider au mieux les équipes de crise et justifier le choix de l'emplacement des recombineurs auto-catalytiques passifs d'hydrogène instrumentés dans le bâtiment réacteur. Ces demandes ont été adressées par l'ASN à EDF par courrier en référence [8].

Les éléments, susmentionnés, relatifs au réexamen périodique n'obèrent pas la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

#### **4.3.2.13 Confinement en situation post-accidentelle**

L'objet des études menées consistait à caractériser précisément le comportement de la troisième barrière de confinement et de son extension 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 de limitation des rejets radioactifs dans l'environnement pouvant se produire dans certaines situations accidentelles.

Au cours de la troisième visite décennale du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines et en 2019 pour le réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a procédé aux modifications du circuit du réservoir de traitement et de refroidissement d'eau des piscines afin d'éviter le relâchement direct dans l'environnement de substances radioactives en cas d'accident grave combiné à une fuite hypothétique sur des organes d'isolement.

L'ASN considère que les évolutions proposées par EDF sont globalement satisfaisantes et permettent de respecter les objectifs fixés dans le cadre du réexamen périodique de l'ensemble des réacteurs de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.2.14 Comportement des enceintes de confinement**

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

Au cours de la troisième visite décennale des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a mis en œuvre des modifications matérielles destinées à renforcer l'étanchéité de plusieurs bâtiments, y compris le bâtiment réacteur.

L'ASN considère que l'état 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 de 900 MWe pendant les dix prochaines années suivant leur troisième visite décennale (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.2.15 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 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 au regard de leurs fonctions et des objectifs qui y sont associés. Les études d'EDF démontrent également que les modifications déployées à l'occasion des troisièmes visites décennales de l'ensemble des réacteurs de 900 MWe permettent de conforter la conformité de ces systèmes (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.2.16 Opérabilité des matériels nécessaires dans les situations hors dimensionnement**

Entre la mise en service des réacteurs de 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 de 900 MWe a par conséquent été progressivement modifié et de nouveaux matériels ont été introduits afin de faire face aux modes de défaillance 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.

Dans le cadre du troisième réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 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 réalisation d'une décompression 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 hors dimensionnement n'est pas remis en cause dans les situations pour lesquelles ils ont été mis en place. Cette appréciation s'applique à l'ensemble des réacteurs de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

#### ***4.3.2.17 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 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 les équipes de conduite afin qu'elles appréhendent mieux l'état de l'installation, orienter leur conduite et maintenir la sûreté du réacteur.

Au cours de la troisième visite décennale des réacteurs n° 2 et n° 4 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 et permettent d'atteindre les objectifs fixés dans le cadre du réexamen périodique de l'ensemble des réacteurs de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.2.18 Vérification des ouvrages de génie civil**

À l'occasion du deuxième réexamen périodique, 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 troisième réexamen périodique de l'ensemble des réacteurs de 900 MWe, EDF a étendu son analyse aux défauts de conception de ces ouvrages.

Les conclusions de cette analyse n'ont pas donné lieu au déploiement de modification sur les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines à l'occasion de leur troisième visite décennale.

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 de 900 MWe.

#### **4.3.2.19 Fonctionnement du système de mesure de radioactivité**

À l'occasion du réexamen périodique, EDF a travaillé selon 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire 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 de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.2.20 Fiabilité du système de refroidissement de la piscine d'entreposage**

Dans le cadre du troisième réexamen périodique 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 d'entreposage où sont entreposés les assemblages de combustible usés avant leur évacuation.

Au cours de la troisième visite décennale des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a mis en œuvre des modifications portant sur le casse-siphon de la ligne de refoulement du circuit de réfrigération afin d'améliorer son efficacité en cas de vidange de la piscine d'entreposage, sur le système de mesure du niveau d'eau ainsi que sur l'automate de gestion des pompes de refroidissement. EDF a par la suite 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. EDF a également déporté 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 mises en œuvre 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 d'entreposage de l'ensemble des réacteurs de 900 MWe (voir courrier en référence [7]).

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 de Fukushima Daiichi, l'ASN a pris, le 26 juin 2012, la décision en référence [21] fixant à la centrale nucléaire de Gravelines des prescriptions complémentaires afin de renforcer significativement les 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. Les dispositions ont été mises en œuvre.

#### ***4.3.2.21 Capacités fonctionnelles du système d'injection de sécurité***

EDF a mené une revue de conception du circuit d'injection de sécurité des réacteurs de 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.

Au regard des conclusions des études réalisées, EDF a décidé de mettre en œuvre des modifications des lignes d'injection à 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 mettre en évidence une incertitude de mesure de 20 %, trop importante pour permettre de vérifier le respect du critère d'essai portant sur l'équilibre des débits. Cet écart a conduit EDF à déclarer le 1<sup>er</sup> 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.

Depuis, 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. Les caractéristiques de cette instrumentation permettent d'atteindre la précision de mesure requise lors des essais périodiques et de vérifier le respect du critère de déséquilibre entre les boucles, qui ne doit pas dépasser 6 %.

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 de 900 MWe sont globalement satisfaisantes (voir courrier en référence [7]).

#### ***4.3.2.22 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'évènement, ces circuits peuvent être utilisés de manière combinée pour refroidir le cœur du réacteur et garantir l'intégrité du confinement. 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 que 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

#### *4.3.3 Résultats des études réalisées en dehors du cadre du réexamen périodique*

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 rapport de réexamen périodique. Les études encore nécessaires ne remettent toutefois pas en cause la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines pour une durée de dix ans au-delà de leur troisième réexamen périodique.

##### **4.3.3.1 Criticité**

EDF a procédé à des études et pris des dispositions afin de garantir la sous-criticité 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 d'entreposage du bâtiment combustible.

L'ASN considère que les études et dispositions prises par EDF pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe sont satisfaisantes (voir courrier en référence [7]).

##### **4.3.3.2 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 de 900 MWe.

L'ASN considère que les options prises par EDF pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe sont satisfaisantes (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.3.3 Evolution du domaine complémentaire**

Un domaine 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.

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 pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe sont satisfaisantes (voir courrier en référence [7]).

#### **4.3.3.4 Grands chauds**

À la suite de l'été 2003, EDF a défini 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 ».

L'ASN considère que la démarche engagée par EDF et les modifications associées pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe sont globalement satisfaisantes. La démarche d'instruction du référentiel « grands chauds » s'est poursuivie en dehors du cadre du réexamen (voir courrier en référence [7]), sans toutefois obérer la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

#### **4.3.3.5 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 l'application du référentiel mis en place par EDF, bien que globalement satisfaisant, doit être améliorée et poursuivie sans toutefois que cela n'obère la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 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 de Fukushima Daiichi, l'ASN a pris, le 26 juin 2012, la décision en référence [21] fixant à la centrale nucléaire de Gravelines des prescriptions complémentaires afin de renforcer significativement les marges de sûreté au-delà du dimensionnement de l'installation. Parmi les prescriptions fixées figure la mise en œuvre d'une revue globale de la conception de la source froide vis-à-vis des agressions ayant un impact sur l'écoulement et la qualité de l'eau et du risque de colmatage de la source froide.

Ce point 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 considère que des améliorations complémentaires doivent continuer à être apportées, notamment en ce qui concerne l'identification des agressions et de leur

cumul, les exigences applicables aux matériels pour faire face à une arrivée massive de colmatants, des documents de conduite et les programmes de maintenance, ainsi que la surveillance des fonctions importantes pour la sûreté au niveau de la station de pompage.

#### **4.3.3.6 Protection du site contre les inondations d'origine externe**

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 millénale.

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'aménée (murets et digues), des murets au niveau des stations de pompage et des batardeaux ont été mis en place.

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 RFS I.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 contre les 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'aménée 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 bypasse 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'aménée,
  - 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'aménée,
  - 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 les réacteurs n° 2 et n° 4 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 de Fukushima Daiichi, l'ASN a pris, le 26 juin 2012, la décision en référence [8] fixant à la centrale nucléaire de Gravelines des prescriptions complémentaires afin de renforcer significativement les 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 les pluies extrêmes.

#### 4.3.4 Conclusions

Après examen des études réalisées par EDF et des modifications engagées dans le cadre de la réévaluation de sûreté des réacteurs n° 2 et n° 4 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.

En particulier, EDF a achevé le déploiement des modifications des installations prévues dans le cadre du réexamen périodique.

Enfin, à la suite de l'analyse du rapport de l'évaluation complémentaire de sûreté (référence [22]) menée à la suite de l'accident de la centrale nucléaire 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 a considéré 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 références [21] et [20] fixant à la centrale nucléaire de Gravelines des prescriptions complémentaires pour la mise en place d'un « noyau dur ».

## 5 CONTRÔLES RÉALISÉS LORS DE LA VISITE DÉCENNALE

La troisième visite décennale du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines s'est déroulée du 6 avril 2013 au 28 septembre 2013. La troisième visite décennale du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines s'est déroulée du 15 février 2014 au 7 juillet 2014.

Ces arrêts ont été l'occasion pour EDF de réaliser de nombreux contrôles et opérations de maintenance.

### 5.1 PRINCIPAUX CONTRÔLES ET ESSAIS

#### 5.1.1 Chaudière nucléaire

Les circuits primaire et secondaires principaux ont fait l'objet d'une requalification conformément à l'article 15 de l'arrêté en référence [2]. 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 par les équipements concernés de façon satisfaisante. 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 préventif d'un tube sur le générateur de vapeur n° 2 du réacteur n° 2 par rapport à la situation décrite au paragraphe 3.6 du présent rapport. Aucun bouchage n'a eu lieu pour les générateurs de vapeur du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

A l'occasion de la troisième visite décennale des réacteurs n° 2 en 2013 et n° 4 en 2014, la totalité de la zone de cœur de la cuve a été examinée et aucune nouvelle indication de type DSR ou défaut plan n'a été notée.

Hors zone de cœur, aucune nouvelle indication de type DSR n'a été décelée par rapport au contrôle précédent réalisé lors des précédentes visites décennales.

Les résultats de l'examen télévisuel des soudures d'implantation des pénétrations en fond de cuve, avant puis après l'épreuve hydraulique du circuit primaire principal n'ont pas mis en évidence de défauts.

Les résultats et analyses d'EDF n'appellent pas de remarque de la part de l'ASN.

#### *5.1.2 Épreuve de l'enceinte de confinement*

Au cours des troisièmes visites décennales des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, chaque enceinte de confinement a subi l'épreuve périodique d'étanchéité prévue par les règles générales d'exploitation. Ces épreuves visant à s'assurer de la résistance et de l'étanchéité des enceintes de confinement ont respecté les critères requis.

#### *5.1.3 Contrôles et opérations de maintenance des autres équipements*

L'ensemble des matériels mécaniques et électriques des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines ont 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 de justifications appropriées selon un échancier qui n'appelle pas de remarque particulière.

#### *5.1.4 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<sup>1</sup>. Aussi, afin de vérifier régulièrement leur bon fonctionnement, des essais sont réalisés périodiquement conformément aux programmes figurant dans 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 de matériels importants pour la sûreté, dans des configurations plus représentatives des situations incidentelles ou accidentelles.

À l'occasion de la troisième visite décennale des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a ainsi procédé aux essais suivants :

- mise en œuvre de 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 dispositif d'éventage et de filtration de l'enceinte de confinement (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 de la part de l'ASN.

## **5.2 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 4.3) afin d'améliorer le niveau de sûreté des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines ont toutes été mises en œuvre sans écart notable.

## **5.3 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, 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 :

---

<sup>1</sup> Le circuit d'alimentation de secours des générateurs de vapeur est utilisé lors de la mise à l'arrêt et pour le redémarrage des réacteurs.

- 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 donnant son accord au 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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

Pour le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines, l'ASN a réalisé huit inspections dont sept inspections inopinées qui portaient notamment sur le respect des exigences relatives :

- à la réalisation des modifications et interventions de maintenance ;
- aux règles générales d'exploitation ;
- à la radioprotection en termes de balisage, d'affichage d'informations radiologiques et de respect des conditions d'accès aux chantiers ;
- au risque d'incendie ;
- au contrôle technique des activités sur les chantiers.

Pour le réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, l'ASN a réalisé cinq inspections inopinées qui portaient notamment sur le respect des exigences relatives :

- à la réalisation des modifications et interventions de maintenance ;
- aux règles générales d'exploitation ;
- à la radioprotection en termes de balisage, d'affichage d'informations radiologiques et de respect des conditions d'accès aux chantiers ;
- à la pérennité de la qualification des matériels aux conditions accidentelles ;
- à la gestion du risque d'introduction de corps ou produits étrangers dans les matériels et les circuits.

L'ASN a constaté au cours de ces inspections plusieurs non-conformités dans la réalisation des différentes opérations en matière de radioprotection, d'analyses préalables et de renseignement des documents d'intervention. Les lettres de suite de ces inspections sont consultables sur le site Internet de l'ASN ([www.asn.fr](http://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.

## **5.4 REDÉMARRAGE DU RÉACTEUR APRÈS LA TROISIÈME VISITE DÉCENNALE**

Après examen des résultats des contrôles et travaux effectués durant les troisièmes visites décennales, l'ASN a donné :

- le 18 septembre 2013 son accord au redémarrage du réacteur n° 2 ;
- le 18 juin 2014 son accord au redémarrage du réacteur n° 4.

Ces autorisations ne préjugeaient pas de la position de l'ASN sur l'aptitude à la poursuite de fonctionnement de ce réacteur, qui fait l'objet du présent rapport.

## **6 PLAN DE DÉMANTÈLEMENT**

Conformément à l'article 8.3.1 de l'arrêté en référence [1], l'exploitant doit remettre à l'ASN un plan de démantèlement à l'occasion de toute modification notable de l'installation ou d'un réexamen périodique. Le plan de démantèlement revêt une importance particulière, notamment à la fin de la période de fonctionnement de l'installation.

Conformément à la réglementation en vigueur, EDF a transmis un plan de démantèlement (note en référence [39]), selon les recommandations du guide ASN n° 6 relatif à la mise à l'arrêt définitif, au démantèlement et au déclassement des installations nucléaires de base en France.

## **7 PERSPECTIVES POUR LES DIX ANNÉES APRÈS LE TROISIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE**

Par courrier cité en référence [7], 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 périodiques. L'ASN a par conséquent demandé à EDF de poursuivre ses efforts concernant la maintenance, la maîtrise du vieillissement, les compétences des personnels et son organisation.

Par ailleurs, cette période qui suit le troisième réexamen périodique est l'occasion pour EDF de poursuivre le déploiement des dispositions définies après l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi.

### **7.1 PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPÉRIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI**

#### *7.1.1 Actions de l'ASN à la suite de l'accident de la centrale 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 l'accident de Fukushima Daiichi est un processus long s'étalant sur de nombreuses années.

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 survenus à 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 la centrale de Fukushima Daiichi. Conformément à la décision en référence [3], EDF a remis le 15 septembre 2011 ses premières conclusions sur l'évaluation complémentaire de la sûreté de l'ensemble de ses réacteurs nucléaires (rapport en référence [22]).

L'évaluation complémentaire de sûreté consistait en une réévaluation ciblée des marges de sûreté des installations nucléaires à la lumière des événements qui se sont déroulés 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 (alimentations électriques et systèmes de refroidissement) quelle que soit la probabilité d'occurrence ou la cause de la perte de ces fonctions ; enfin, elle examinait 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 étaient applicables ;
- le comportement de l'installation lors de sollicitations allant au-delà de son dimensionnement ; l'exploitant a à cette occasion identifié les situations conduisant à une brusque dégradation des séquences accidentelles (effets dits « falaise ») et présenté 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 évaluations complémentaires de sûreté, 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 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.

### *7.1.2 La poursuite du fonctionnement au regard de l'accident de la centrale Fukushima Daiichi*

#### **7.1.2.1 Prescriptions de l'ASN prises à la suite de l'accident de la centrale 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 [4].

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 de mettre en place :

- un ensemble d'actions correctives ou d'améliorations, notamment l'acquisition de moyens de communication et de moyens de protection radiologique complémentaires, la mise en place d'instrumentations complémentaires, la prise en compte de risques d'agressions internes et externes de manière étendue, le renforcement de la prise en compte des situations d'urgence ;
- une force d'action rapide nucléaire (FARN) permettant, sur la base de moyens mobiles extérieurs au site, d'intervenir sur un site nucléaire en situation pré-accidentelle ou accidentelle ;

- des locaux suffisamment résistants pour permettre de gérer une situation d'urgence sur l'ensemble du site nucléaire en cas d'agression externe extrême ;
- un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles visant, en cas de situation extrême, à :
  - o prévenir un accident avec fusion du combustible ou en limiter la progression ;
  - o limiter les rejets radioactifs massifs ;
  - o permettre à l'exploitant d'assurer les missions qui lui incombent dans la gestion d'une situation d'urgence.

Ainsi, la centrale nucléaire de Gravelines a fait l'objet de ce premier lot de prescriptions de l'ASN dans sa décision en [21].

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.

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.

En 2015, EDF a achevé sur toutes ses centrales nucléaires la mise en place de dispositions temporaires ou mobiles visant à renforcer la prise en compte des situations de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques. En particulier, des moyens de connexions ont été installés afin que, en cas de crise, il soit possible de connecter des moyens mobiles pour apporter de l'eau. Par ailleurs, la FARN, qui est l'un des principaux moyens de gestion de crise, a été mise en place. Depuis le 31 décembre 2015, les équipes de la FARN ont une capacité d'intervention simultanée sur l'ensemble des réacteurs d'un site en moins de 24 heures (jusqu'à six réacteurs dans le cas du site de Gravelines). Ces dispositions permettent de répondre aux recommandations issues de l'examen par les pairs européens mené en avril 2012 dans le cadre des stress tests européens.

EDF a par ailleurs engagé la mise en place de certains moyens définitifs de conception et d'organisation robustes vis-à-vis d'agressions extrêmes visant à faire face aux principales situations de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques au-delà des référentiels de sûreté en vigueur et aux accidents avec fusion du cœur. Les mesures les plus importantes sont :

- la mise en place d'un diesel d'ultime secours de grande puissance nécessitant la construction d'un bâtiment dédié. Le diesel d'ultime secours du réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines est en service depuis fin 2019, celui du réacteur n° 2 depuis fin juin 2020 ;
- la mise en place d'une source d'eau ultime ;
- la construction sur chaque site d'un centre de crise local capable de résister à des agressions externes extrêmes (fonctionnellement autonome en situation de crise).

### **7.1.2.2 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 40 demandes d'actions correctives et 28 demandes de compléments d'information dans les lettres de suite en référence [47].

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 13 demandes d'actions correctives et de 14 demandes de compléments d'information dans la lettre de suite en référence [48]. Les suites de ces inspections sont gérées dans le cadre du processus normal de contrôle de l'ASN.

## **7.2 PROGRAMME D'INVESTIGATIONS COMPLÉMENTAIRES**

### **7.2.1 Objectifs du programme d'investigations complémentaires**

Dans le cadre de la politique de sa maintenance, 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 de ses réacteurs.

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 du troisième réexamen périodique a débuté en 2009 sur le réacteur n° 1 de la centrale nucléaire du Tricastin et s'est achevé en 2013 sur le réacteur n° 3 de la centrale nucléaire du Bugey (Ain).

Sur la base des bilans des programmes d'investigations complémentaires effectués à la fin des troisièmes visites décennales menées sur les réacteurs de 900 MWe concernés, EDF a transmis fin 2014 une synthèse nationale (note en référence [11]) qui conclut que « *les résultats des examens réalisés dans le cadre du PIC VD3 900 MWe confirme la pertinence des programmes de maintenance et de surveillance en service applicables à ce jour* ».

### 7.2.2 Résultats du programme d'investigations complémentaires

Le réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Gravelines n'était pas concerné par le programme d'investigations complémentaires.

Le réacteur n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines n'était initialement pas concerné par le programme d'investigations complémentaires. Toutefois, l'examen de la paroi interne des tuyauteries d'aspiration au niveau de la bache d'alimentation de secours des générateurs de vapeur, initialement prévu lors de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Gravelines, a été réalisé lors de la troisième visite décennale du réacteur n° 4. Cet examen n'a pas mis en évidence d'anomalie.

### 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 [7] de compléter son programme d'investigations complémentaires en ce sens.

Les investigations menées dans le cadre de cette demande sur les réacteurs n° 2 et n° 4 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 MAITRISE DU VIEILLISSEMENT

### 7.3.1 Processus retenu

Afin de prendre en compte le vieillissement des 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 des réacteurs d'EDF. L'analyse du vieillissement est réalisée pour l'ensemble des mécanismes de dégradation pouvant affecter des composants importants pour la sûreté. Elle est réalisée dans un premier temps de manière générique par les services nationaux d'EDF, qui apportent la démonstration de la maîtrise 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 la troisième visite décennale de chaque réacteur, 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 sur les conditions d'exploitation des matériels.

À l'issue de la troisième visite décennale de chaque réacteur, son dossier d'aptitude à la poursuite d'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, et ses 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 [7], 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, sur des prélèvements issus de matériels déposés, des essais de qualification aux conditions accidentelles. EDF a répondu à cette demande en proposant un programme de prélèvements sur cinq familles de matériels électriques. Par courrier en référence [8], 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° 2 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 20 mars 2014 par courrier en référence [33].

Le dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation du réacteur n° 4 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 15 décembre 2014 par courrier en référence [37].

### *7.3.2 Dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines*

#### **7.3.2.1 Spécificités des réacteurs n° 2 et n° 4 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 les réacteurs n° 2 et n° 4. Il a également vérifié que les conditions d'exploitation (température, temps de fonctionnement, pression, etc.) des équipements installés sur les réacteurs n° 2 et n° 4 sont conformes aux hypothèses définies dans les dossiers nationaux.

EDF 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 et que le suivi des mécanismes de vieillissement définis par les centres d'ingénierie d'EDF, complété au vu des résultats des contrôles *in situ*, permet d'assurer la maîtrise du vieillissement sur les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines.

Ces conclusions n'appellent pas de remarque de la part de l'ASN.

### **7.3.2.2 Bilan des contrôles et inspections réalisés au titre du suivi du vieillissement sur les réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines**

L'ensemble des opérations de maintenance, d'inspections, d'essais, d'examens non destructifs ou de modifications réalisées pendant la troisième visite décennale a permis de compléter le programme de vieillissement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines pour la période suivant la troisième visite décennale, et allant jusqu'à la quatrième visite décennale, par :

- la remise en état des tubes de guidage des doigts de gant du système d'instrumentation du cœur ;
- la mise en place d'un programme d'expertise et de rénovation des réservoirs d'entreposage d'effluents ;
- la mise en place d'un programme local de maintenance préventive précisant les contrôles à réaliser sur le mastic présent à la liaison entre la station de pompage et les galeries techniques du réacteur.

EDF considère que le bilan des actions de maintenance réalisées pendant la troisième visite décennale des réacteurs n° 2 et n° 4 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. Ces conclusions n'appellent pas de remarque de la part de l'ASN. Elle contrôlera le respect des engagements pris par l'exploitant.

### **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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines pour une période de dix ans après leur troisième réexamen périodique 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 mettre en cause l'aptitude à la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines pour une période de dix ans après leur troisième réexamen périodique 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, un programme de suivi des effets du vieillissement et un programme de contrôle en service. 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 de fonctionnement du réacteur.

L'ASN a examiné avec l'appui de l'IRSN la démonstration de la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe 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 était 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 réalisée.

L'ASN n'a pas identifié d'éléments remettant en cause l'aptitude au service de la cuve des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines pour une durée de dix ans après leur troisième visite décennale.

L'ASN a cependant formulé plusieurs demandes visant à améliorer les méthodes employées, à poursuivre les études pour confirmer les données prises en compte et à corriger plusieurs éléments pour lesquels EDF n'avait pas apporté suffisamment de garanties quant à leur caractère conservatif (voir courrier en référence [7]).

## **7.5 ACTIONS COMPLÉMENTAIRES POUR LA POURSUITE D'EXPLOITATION**

### *7.5.1 Gestion des compétences*

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

- du départ en retraite massif du personnel présent depuis la construction des centrales nucléaires ;
- des travaux de grande ampleur 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 la centrale de Fukushima Daiichi, 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.

Par conséquent, des investissements importants ont été 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.

### *7.5.2 Le « programme compétences » d'EDF*

EDF a mis en œuvre un projet qui se nomme « programme compétences » et dont le déploiement sur toutes les centrales s'est achevé en 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. Les stages contribuent à la formation des intervenants, consolidant ou rappelant des acquis sur certains aspects et gestes professionnels ;
- 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.

L'un des axes majeurs du « programme compétences » a consisté 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.

Le management des compétences est désormais intégré de manière pérenne au niveau local et national d'EDF afin de définir annuellement un plan d'action.

### 7.5.3 Position de l'ASN

L'organisation mise en place sur les sites pour gérer les compétences, les habilitations et la formation est globalement satisfaisante. Des investissements importants ont été consentis par EDF en matière de recrutement et de formation pour anticiper le renouvellement des compétences lié au départ des intervenants en inactivité. Ainsi, la plupart des sites ont mis en place des comités de formation locaux intégrant la direction, les managers et les intervenants. Un de ces comités permet la détection rapide des besoins en formation des agents et ensuite la création, avec l'aide de l'UFPI, de formations courtes et ciblées sur les besoins identifiés.

De manière générale, les programmes de formation sont mis en œuvre de façon satisfaisante, et le déploiement des académies de métiers est souligné comme un point fort pour la formation des nouveaux arrivants sur les sites. Néanmoins, l'offre de formation proposée par certains sites n'est pas toujours adaptée de manière réactive. Par ailleurs, les intervenants ne reçoivent pas toujours les formations planifiées. Enfin, l'ASN constate toujours que des défauts de connaissance des intervenants, par exemple sur le fonctionnement de matériels ou de certaines règles particulières de conduite du réacteur, couplés à de la documentation incomplète ou erronée, ont pu induire la survenue d'événements significatifs.

Concernant la centrale nucléaire de Gravelines, l'ASN considère 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 de 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

Dans le cadre du réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines, EDF a :

- procédé à un examen de conformité, en examinant en profondeur la situation des installations afin de vérifier qu'elles respectent bien l'ensemble des règles qui leur sont applicables ;
- amélioré le niveau de sûreté des installations en tenant compte notamment de leur état, de l'expérience acquise au cours de l'exploitation et de l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires.

S'agissant du troisième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, la standardisation des centrales nucléaires 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 chacun d'eux.

L'ASN a analysé avec l'appui de l'IRSN 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 [7], 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 [7], 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 leur quatrième réexamen périodique.

EDF a intégré ces réserves dans le cadre du réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines. À l'issue du troisième réexamen périodique, EDF a adressé à l'ASN le bilan de l'examen de conformité (références [32] et [36]), le dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (références [33] et [37]) et le rapport de conclusion du réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines (référence [34] et [38]).

Après examen des conclusions fournies par EDF et de l'ensemble des actions de contrôle qu'elle a menées, l'ASN ne relève aucune spécificité des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines qui serait de nature à modifier les conclusions des études génériques et les dispositions retenues qui en découlent.

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 des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines. Les autres ont toutes été mises en œuvre au cours des années ayant suivi cette visite décennale.

En application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, l'ASN a imposé à EDF des prescriptions fixant de nouvelles conditions pour la poursuite de fonctionnement des réacteurs n° 2

et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines issues du réexamen périodique et intégrant l'état de l'installation, l'expérience acquise au cours de l'exploitation et l'évolution des connaissances et des règles applicables aux installations similaires.

Ces prescriptions ont fait l'objet d'une consultation du public sur le site Internet de l'ASN du 14 novembre au 6 décembre 2021 et aucune observation n'a été formulée dans ce cadre.

**Au regard du bilan du troisième réexamen périodique des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines et compte tenu des prescriptions qu'elle a édictées, l'ASN n'a pas d'objection à la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 2 et n° 4 de la centrale nucléaire de Gravelines au-delà de leur troisième réexamen périodique.**

**Le dépôt du rapport du prochain réexamen périodique du réacteur n° 2, constituant avec le réacteur n° 1 l'INB n° 86, devra intervenir avant le 21 mars 2024.**

**Le dépôt du rapport du prochain réexamen périodique du réacteur n° 4, constituant avec le réacteur n° 3 l'INB n° 87, devra intervenir avant le 19 décembre 2024.**

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

<b>ASG</b>	Circuit d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur
<b>ASN</b>	Autorité de sûreté nucléaire
<b>BAN</b>	Bâtiment des auxiliaires nucléaires
<b>BK</b>	Bâtiment combustible
<b>CMS</b>	Cote majorée de sécurité
<b>DSR</b>	Défaut sous revêtement
<b>EAS</b>	Circuit d'aspersion dans l'enceinte
<b>EDF</b>	Électricité de France
<b>ENSREG</b>	European Nuclear Safety Regulators Group
<b>FARN</b>	Force d'action rapide nucléaire
<b>ICEDA</b>	Installation de conditionnement et d'entreposage de déchets activés
<b>INB</b>	Installation nucléaire de base
<b>INES</b>	<i>International nuclear event scale</i> (échelle internationale de gravité des incidents ou accidents nucléaires)
<b>IRSN</b>	Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire
<b>JPC</b>	Circuit d'arrosage des câbles
<b>LLS</b>	Turboalternateur de secours
<b>MIR</b>	Magasin inter-régional de stockage d'assemblages de combustible neufs
<b>MOX</b>	Combustible à base d'oxyde mixte d'uranium et de plutonium
<b>MWe</b>	Mégawatt électrique (unité de puissance électrique)
<b>MWth</b>	Mégawatt thermique (unité de puissance thermique)
<b>NGF O</b>	Nivellement général de la France orthométrique
<b>PTR</b>	Circuit de refroidissement de la piscine d'entreposage des assemblages de combustible
<b>REP</b>	Réacteur à eau sous pression
<b>RFS</b>	Règles fondamentales de sûreté
<b>RIS</b>	Circuit d'injection de sécurité
<b>RRA</b>	Circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt
<b>RRI</b>	Circuit de refroidissement intermédiaire
<b>SEC</b>	Circuit d'eau brute secourue
<b>SER</b>	Circuit de distribution d'eau déminéralisée

**SMHV** Séisme majoré historiquement vraisemblable

**SMS** Séisme majoré de sécurité