

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

**POURSUITE DU FONCTIONNEMENT  
DES REACTEURS N° 1 ET N° 2 DE LA CENTRALE  
NUCLEAIRE DE SAINT-LAURENT-DES-EAUX  
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>9</b>
<b>3.1</b>	<b>PRÉSENTATION GÉNÉRALE DES INSTALLATIONS</b>	<b>9</b>
<b>3.2</b>	<b>PARTICULARITES DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE SAINT-LAURENT-DES-EAUX PAR RAPPORT AUX AUTRES CENTRALES NUCLÉAIRES EXPLOITÉES PAR EDF</b>	<b>10</b>
<b>3.3</b>	<b>EXPLOITATION DU RÉACTEUR</b>	<b>11</b>
<b>3.4</b>	<b>GESTION DU COMBUSTIBLE</b>	<b>12</b>
<b>3.5</b>	<b>EXPLOITATION DE LA CUVE</b>	<b>12</b>
<b>3.6</b>	<b>EXPLOITATION DU CIRCUIT PRIMAIRE PRINCIPAL</b>	<b>12</b>
<b>3.7</b>	<b>EXPLOITATION DES CIRCUITS SECONDAIRES PRINCIPAUX</b>	<b>13</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>14</b>
<b>3.10</b>	<b>ÉVÈNEMENTS SIGNIFICATIFS</b>	<b>14</b>
<b>3.11</b>	<b>RÈGLES GÉNÉRALES D'EXPLOITATION</b>	<b>15</b>
3.11.1	Spécifications techniques d'exploitation et règles d'essais périodiques	15
3.11.2	Procédures de conduite en situation incidentelle et accidentelle	16
<b>3.12</b>	<b>MODIFICATIONS APPORTÉES AU RÉACTEUR</b>	<b>16</b>
3.12.1	Modifications réalisées lors de la deuxième visite décennale	16
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>17</b>
<b>4</b>	<b>RÉEXAMEN PÉRIODIQUE</b>	<b>18</b>
<b>4.1</b>	<b>DÉMARCHE ADOPTÉE</b>	<b>18</b>
<b>4.2</b>	<b>EXAMEN DE CONFORMITÉ</b>	<b>19</b>
4.2.1	Objectifs	19
4.2.2	Principaux résultats des contrôles et examens réalisés lors de la troisième visite décennale	20
4.2.2.1	Retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais	20
4.2.2.2	Génie civil	21
4.2.2.3	Ancrages	21
4.2.2.4	Supportage des chemins de câbles	22

4.2.2.5	Ventilation _____	22
4.2.2.6	Tube de transfert _____	22
4.2.3	Conclusions de l'examen de conformité _____	23
<b>4.3</b>	<b>RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ _____</b>	<b>23</b>
4.3.1	Objectifs _____	23
4.3.2	Résultats des études réalisées au titre de la réévaluation de sûreté _____	23
4.3.2.1	Inondations d'origine interne _____	24
4.3.2.2	Explosions d'origine interne _____	24
4.3.2.3	Incendie _____	25
4.3.2.4	Démarche de vérification sismique _____	25
4.3.2.5	Agressions d'origine climatique _____	25
4.3.2.6	Autonomie des réacteurs vis-à-vis des agressions externes de mode commun _____	26
4.3.2.7	Agressions externes dues à l'environnement industriel et aux voies de communication 26	
4.3.2.8	Risque de surpression à froid _____	27
4.3.2.9	Défaillance passive du circuit d'injection de sécurité _____	27
4.3.2.10	Rupture d'un tube de générateur de vapeur et non-débordement en eau _____	28
4.3.2.11	Réactualisation de l'étude probabiliste de sûreté relative à l'évaluation probabiliste du risque de fusion du cœur _____	28
4.3.2.12	Accidents graves, réactualisation de l'étude probabiliste de sûreté relative à l'évaluation des rejets en cas d'accident grave _____	28
4.3.2.13	Confinement en situation post-accidentelle _____	29
4.3.2.14	Comportement des enceintes de confinement _____	30
4.3.2.15	Conformité des systèmes de ventilation / filtration vis-à-vis du confinement _____	30
4.3.2.16	Opérabilité des matériels nécessaires dans les situations hors dimensionnement _____	30
4.3.2.17	Système de surveillance post-accidentelle _____	31
4.3.2.18	Vérification des ouvrages de génie civil _____	31
4.3.2.19	Fonctionnement du système de mesure de radioactivité _____	32
4.3.2.20	Fiabilité du système de refroidissement de la piscine d'entreposage _____	32
4.3.2.21	Capacités fonctionnelles du système d'injection de sécurité _____	33
4.3.2.22	Fiabilisation de la fonction de recirculation _____	33
4.3.3	Résultats des études réalisées en dehors du cadre du réexamen périodique _____	34
4.3.3.1	Criticité _____	34
4.3.3.2	Conséquences radiologiques _____	34
4.3.3.3	Evolution du domaine complémentaire _____	34
4.3.3.4	Grands chauds _____	35
4.3.3.5	Station de pompage _____	35
4.3.3.6	Protection du site contre les inondations d'origine externe _____	35
4.3.4	Conclusions _____	36
<b>5</b>	<b>CONTRÔLES RÉALISÉS LORS DE LA VISITE DÉCENNALE _____</b>	<b>37</b>
<b>5.1</b>	<b>PRINCIPAUX CONTRÔLES ET ESSAIS _____</b>	<b>37</b>
5.1.1	Chaudière nucléaire _____	37
5.1.2	Épreuve de l'enceinte de confinement _____	37
5.1.3	Contrôles et opérations de maintenance des autres équipements _____	38
5.1.4	Essais décennaux _____	38

<b>5.2</b>	<b>MISE EN ŒUVRE DES MODIFICATIONS PRÉVUES AU TITRE DE LA RÉÉVALUATION DE SÛRETÉ</b>	<b>39</b>
<b>5.3</b>	<b>SURVEILLANCE EXERCÉE PAR L'ASN</b>	<b>39</b>
<b>5.4</b>	<b>REDÉMARRAGE DU RÉACTEUR APRÈS LA TROISIÈME VISITE DÉCENNALE</b>	<b>40</b>
<b>6</b>	<b>PLAN DE DÉMANTÈLEMENT</b>	<b>40</b>
<b>7</b>	<b>PERSPECTIVES POUR LES DIX ANNÉES APRÈS LE TROISIÈME RÉEXAMEN PÉRIODIQUE</b>	<b>40</b>
<b>7.1</b>	<b>PRISE EN COMPTE DU RETOUR D'EXPÉRIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA DAIICHI</b>	<b>41</b>
7.1.1	Actions de l'ASN à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi	41
7.1.2	La poursuite du fonctionnement au regard de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi	42
7.1.2.1	Prescriptions de l'ASN prises à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi	42
7.1.2.2	Inspections de l'ASN	44
<b>7.2</b>	<b>PROGRAMME D'INVESTIGATIONS COMPLÉMENTAIRES</b>	<b>44</b>
7.2.1	Objectifs du programme d'investigations complémentaires	44
7.2.2	Résultats du programme d'investigations complémentaires	45
7.2.3	Risque de réaction sulfatique interne sur l'enclaustrage de confinement et les autres ouvrages de génie civil	45
<b>7.3</b>	<b>MAITRISE DU VIEILLISSEMENT</b>	<b>45</b>
7.3.1	Processus retenu	45
7.3.2	Dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux	46
7.3.2.1	Spécificités des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux	46
7.3.2.2	Bilan des contrôles et inspections réalisés au titre du suivi du vieillissement sur les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux	47
7.3.2.3	Position de l'ASN	47
<b>7.4</b>	<b>TENUE EN SERVICE DE LA CUVE DU RÉACTEUR</b>	<b>47</b>
<b>7.5</b>	<b>ACTIONS COMPLÉMENTAIRES POUR LA POURSUITE D'EXPLOITATION</b>	<b>48</b>
7.5.1	Gestion des compétences	48
7.5.2	Le « programme compétences » d'EDF	48
7.5.3	Position de l'ASN	49
<b>8</b>	<b>BILAN</b>	<b>50</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 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 n° 2012-AV-0139 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 3 janvier 2012 sur les évaluations complémentaires de la sûreté des installations nucléaires prioritaires au regard de l'accident survenu à la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi
- [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 Saint-Laurent-des-Eaux liés aux ECS

- [20] Décision n° 2014-DC-0411 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 Saint-Laurent-des-Eaux (Loir-et-Cher ) au vu de

l'examen du dossier présenté par l'exploitant conformément à la prescription (ECS-1) de la décision n° 2012-DC-0291 du 26 juin 2012 de l'Autorité de sûreté nucléaire

- [21] Décision n° 2012-DC-0291 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juin 2012 fixant à Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) des prescriptions complémentaires applicables au site électronucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux (Loir-et-Cher) au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) de l'INB n° 100
- [22] Rapport d'évaluation complémentaire de sûreté de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux du 15 septembre 2011

#### Références de courriers spécifiques aux réexamens périodiques des réacteurs n° 1 et n° 2 de Saint-Laurent-des-Eaux

- [30] Décision n° 2022-DC-0736 de l'Autorité de sûreté nucléaire du 26 juillet 2022 fixant à la société Électricité de France (EDF) des prescriptions complémentaires applicables à la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux au vu des conclusions du troisième réexamen périodique des réacteurs n° 1 et n° 2 de l'INB n° 100
- [31] Avis de l'IRSN n° 2017-00378 du 7 décembre 2017 et n° 2015-00005 du 9 janvier 2015 : examens des rapports de conclusion du réexamen de sûreté des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux à l'issue de leur troisième visite décennale
- [32] Notes techniques D5160-ENR-SAF-14/2187 indice 00 du 13 février 2015 et D5160-ENR-SAF-13/1890 indice 00 du 9 décembre 2013 : bilans des examens de conformité ECOT VD3 900 des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux
- [33] Notes techniques D5160-SD-NT-13/6194 indice 01 du 25 février 2016 et D5160-SD-NT-11/5967 indice 00 du 12 février 2014 : dossiers d'aptitudes à la poursuite d'exploitation des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux
- [34] Notes techniques D5160-ENR-SMC-15/2496 indice 00 du 15 décembre 2015 et D5160-ENR-SAF-14/1929 indice 00 du 11 février 2014 : rapports de conclusion des réexamens de sûreté VD3 des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux
- [35] Note technique D305615012786 indice B du 12 octobre 2015 - INB 100 – CNPE de Saint-Laurent-des-eaux – Tranches 1 et 2 – Plan de démantèlement

#### Références de courriers autres, spécifiques aux réacteurs de Saint-Laurent-des-Eaux

- [40] Décret du 8 mars 1978 autorisant la création par Électricité de France des deux réacteurs de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux dans le département du Loir-et-Cher
- [41] Décision n° 2015-DC-0499 du 19 février 2015 de l'Autorité de sûreté nucléaire fixant les prescriptions relatives aux modalités de prélèvement et de consommation d'eau et de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux de l'installation nucléaire de base n° 100

exploitée par Électricité de France (EDF-SA) sur la commune de Saint-Laurent-Nouan (département du Loir-et-Cher)

- [42] Décision n° 2015-DC-0498 du 19 février 2015 de l'Autorité de sûreté nucléaire fixant les limites de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux de l'installation nucléaire de base n° 100 exploitée par Électricité de France (EDF-SA) sur la commune de Saint-Laurent-Nouan (département du Loir-et-Cher)
- [43] Courrier CODEP-OLS-2011-058554 du 18 octobre 2011 : lettre de suite de l'ASN à l'issue de l'inspection des 1<sup>er</sup> et 2 septembre 2011 sur la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux sur le thème : « Respect du référentiel de sûreté au regard des agressions externes – inondation, séisme, perturbation de la source froide – et respect du référentiel relatif aux situations d'urgence, dans le contexte de l'accident nucléaire de Fukushima »
- [44] Courrier CODEP-OLS-2012-053051 du 2 octobre 2012 : lettre de suite de l'ASN à l'issue de l'inspection du 25 septembre 2012 sur la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-eaux sur le thème « récolement des actions correctives prises à la suite de l'inspection ciblée sur le premier retour d'expérience de l'accident nucléaire de Fukushima menée les 1er et 2 septembre 2011»

## 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 23 février au 3 septembre 2013 pour le réacteur n° 2 et du 11 avril au 1<sup>er</sup> septembre 2015 pour le réacteur n° 1, les réacteurs de la centrale nucléaire de Saint-Laurent des-Eaux ont fait l'objet de leur troisième visite décennale après une trentaine d'années de fonctionnement. EDF a procédé à cette occasion au réexamen périodique de ces installations.

Conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, EDF a adressé à l'ASN les rapports de conclusion des troisièmes réexamens périodiques des réacteurs de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-eaux (référence [34]) le 11 février 2014 pour le réacteur n° 2 et le 15 décembre 2015 pour le réacteur n° 1.

Le présent rapport constitue l'analyse de l'ASN, conformément à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, des rapports des réexamens périodiques des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

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 pour la poursuite de fonctionnement des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-

des-Eaux. Ces prescriptions à l'issue des troisièmes réexamens périodiques des réacteurs n° 1 et n° 2 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.

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. EDF a fait part de ses remarques par courrier en date du 18 janvier 2022. L'ASN a pris en considération les commentaires reçus dans ce cadre.

Par ailleurs, dans la même périodique 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 Saint-Laurent-des-Eaux.

### **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 Saint-Laurent-des-Eaux est située sur le territoire de la commune de Saint-Laurent-Nouan dans le Loir-et-Cher (41). Elle est implantée sur la rive gauche de la Loire en bordure immédiate du département du Loiret, à mi-chemin entre Blois et Orléans, au sein du site nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux sur une plateforme d'une surface de 140 hectares, comprenant notamment deux unités de production de type UNGG (Uranium Naturel Graphite Gaz) : Saint-Laurent A1 et Saint-Laurent A2, respectivement mises en service en 1969 et 1971, puis arrêtées en 1990 et 1992.

Par ailleurs le site comprend deux silos d'entreposage de chemises de graphite provenant de l'exploitation des réacteurs A1 et A2. Ces silos constituent l'INB n° 74, qui a été autorisée par décrets du 14 juin 1971 puis du 28 juin 1984, à la suite du transfert de la responsabilité d'exploitant du CEA à EDF.

La centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux comprend deux réacteurs nucléaires à eau sous pression (REP), de conception identique (type « CP2 »), d'une puissance électrique de 900 MWe

chacun, correspondant à une puissance thermique nominale de la chaudière de 2 785 MWth. Ces réacteurs sont situés sur une butte sableuse à l'intérieur d'un coude de la Loire

La création de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux a été autorisée par décret cité en référence [40]. Les réacteurs n° 1 et n° 2 constituent l'installation nucléaire de base (INB) n° 100.

Le refroidissement de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux s'appuie sur un circuit alimenté par l'eau de la Loire, refroidie via une tour de refroidissement afin d'être restituée au milieu naturel. Lors de leur conception, ces tours réfrigérantes ont été limitées à 120 m afin de réduire leur visibilité depuis le château de Chambord.

Les rejets ainsi que le prélèvement et la consommation d'eau de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux sont encadrés par les décisions de l'ASN citées en références [41] et [42].



### **3.2 PARTICULARITES DE LA CENTRALE NUCLÉAIRE DE SAINT-LAURENT-DES-EAUX 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 Saint-Laurent-des-Eaux par rapport aux autres centrales exploitées par EDF.

#### **Particularités techniques :**

- **Enceinte géotechnique autour de l'îlot nucléaire**

La proximité immédiate de la Loire et le niveau des bâtiments principaux ont imposé la mise en place d'une enceinte géotechnique lors de la réalisation des travaux de construction de la plateforme de l'îlot nucléaire. Le niveau de la nappe alluvionnaire au droit de cette enceinte est maintenu en permanence par pompage.

- **Tuyauteries primaires**

Les circuits primaires des réacteurs n° 1 et n° 2 disposent de coudes moulés sensibles au vieillissement thermique.

**Particularités liées à la situation géographique de la centrale nucléaire :**

- **Concernant la situation de la centrale nucléaire vis-à-vis du risque d'inondation externe**

Dans le cadre de la prise en compte du retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais (Gironde) en 1999, EDF a revu en 2006 et 2008 les études associées à la protection des réacteurs de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux contre le risque d'inondation afin de prendre en compte d'une part le niveau d'eau en cas de crue millénale majorée de 15 % et d'autre part le niveau atteint par la conjonction des ondes d'une crue centennale et de la rupture du barrage de Villerest (Loire).

Le site étant sur une île, le risque d'inondation est de deux types : l'inondation des installations situées en dessous de la cote de la Loire en crue par débordement de celle-ci et l'inondation par infiltration des eaux de la nappe alluvionnaire.

La cote majorée de sécurité (CMS) définie pour le site de Saint-Laurent a été calculée selon la méthodologie découlant de la règle fondamentale de sûreté I.2.e. Elle résulte du niveau atteint au droit du site en cas de crue millénale majorée (CMM).

### 3.3 EXPLOITATION DU RÉACTEUR

Les principales étapes d'exploitation des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux sont présentées ci-après :

Étapes d'exploitation	Dates	
	Réacteur n° 1	Réacteur n° 2
Première divergence	04/01/1981	12/05/1981
Premier couplage au réseau d'électricité	21/01/1981	01/06/1981
Mise en service initiale	01/08/1983	01/08/1983
Visite complète n° 1	20 avril 1984 au 15 septembre 1984	26 août 1983 au 4 janvier 1984
Visite décennale n° 1	28 août 1995 au 13 février 1996	13 février 1993 au 23 mai 1993
Visite décennale n° 2	du 21 mai au 30 août 2005	19 septembre 2003 au 25 janvier 2004
Visite décennale n° 3	du 11 avril au 1 <sup>er</sup> septembre 2015	Du 23 février au 3 septembre 2013

### 3.4 GESTION DU COMBUSTIBLE

Le mode de gestion du combustible des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 2003 à l'occasion de la deuxième visite décennale du réacteur n° 2 et en 2005 à l'occasion de la deuxième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, avaient mis en évidence une indication de type défaut sous revêtement (DSR) dans l'acier des cuves des réacteurs n° 1 et n° 2 zone de cœur.

Hors zone de cœur, vingt-six indications ont été relevées depuis la visite complète de 1984 pour le réacteur n° 1, et 17 indications ont été relevées depuis la visite complète de 1985 pour le réacteur n° 2. Ces indications, qui ne nécessitent pas de suivi particulier, sont issues de la fabrication.

Les couvercles de cuve des réacteurs n° 1 et n° 2, initialement équipés de traversées en alliage de type Inconel 600 non-traité thermiquement et présentant une forte sensibilité à la corrosion sous contrainte, ont été remplacés respectivement en 1996 pour le réacteur n° 2 et en 2004 pour le réacteur n° 1 et sont désormais équipés de traversées en alliage de type 690 moins sensible à la corrosion sous contrainte.

### 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 du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux ont été remplacés en 1995 et ceux du réacteur n° 2 ont été remplacés en 2003. Ils sont désormais équipés de tubes en alliage de type Inconel 690 moins sensibles aux phénomènes de corrosion sous contrainte.

Lors de la troisième visite décennale, les taux de bouchage des tubes des trois nouveaux générateurs de vapeur du réacteur n° 1 et ceux du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux restaient très faibles (inférieurs à 0,2 %).

Par ailleurs, les générateurs de vapeur du réacteur n° 1 et du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux ne sont *a priori* pas affectés par le phénomène de colmatage des plaques entretoises par accumulation dans les passages brochés d'oxydes générés dans le circuit secondaire

principal, observé sur d'autres réacteurs exploités par EDF en France. Toutefois, le maintien en propreté de la partie secondaire des générateurs de vapeur dans la durée requiert la mise en œuvre d'un nettoyage chimique préventif conformément à la stratégie nationale de maintenance de l'exploitant. Ce nettoyage a été effectué en 2011 pour les générateurs de vapeur du réacteur n° 1 et en 2016 pour les générateurs de vapeur du réacteur n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux. La surveillance du colmatage des plaques entretoises des générateurs de vapeur des réacteurs n° 1 et n° 2 a été mise en œuvre conformément à la stratégie de maintenance en vigueur. Le prochain examen télévisuel des plaques entretoises est programmé lors des prochaines visites décennales.

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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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, ce suivi montre qu'aucune situation n'a atteint le nombre de régimes transitoires alloués dans le dossier d'analyse du comportement. À la date de la troisième visite décennale, cinq situations pour le réacteur n° 2 et sept pour le réacteur n° 1 ont atteint ou dépassé 50 % des occurrences qui leur sont allouées et font l'objet d'une surveillance particulière. Au vu du bilan de consommation, aucun dépassement n'est prévu pour l'ensemble des situations 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 des réacteurs n° 1 et n° 2, les circuits secondaires principaux ont subi quatre épreuves hydrauliques :

- pour le réacteur n° 1 en 1980, en 1991, en 1995 à la suite du remplacement des générateurs de vapeur et en 2005 ;
- pour le réacteur n° 2 en 1980, en 1988/1989, en 1997 et en 2003 à la suite du remplacement des générateurs de vapeur.

Les robinets, soupapes et vannes installés sur les circuits secondaires principaux ainsi que les soupapes des générateurs de vapeur ne présentent ni spécificité ni sensibilité particulière au vieillissement tel qu'étudié de manière générique par EDF.

Plusieurs sous-épaisseurs au niveau des tuyauteries du groupe de contournement de la turbine (GCT) ont été revues sans évolution lors des arrêts de 2013 et 2015. Le suivi spécifique de ces zones permet d'estimer la cinétique de perte de matière par phénomène de corrosion érosion.

Des défauts d'origine sur les tuyauteries de vapeur (soufflures, inclusions et morsures en racine, manque de fusion) ont été également revus sans évolution lors de la troisième visite décennale des réacteurs.

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

Les enceintes de confinement des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux sont constituées d'une paroi de béton précontraint revêtue d'une peau métallique de faible épaisseur.

L'enceinte du réacteur n° 1 a fait l'objet de cinq épreuves en 1980, 1984, 1995, 2005 et 2015.

L'enceinte du réacteur n° 2 a fait l'objet de cinq épreuves en 1980, 1983, 1993, 2003 et 2013.

Les enceintes de confinement des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux ne présentent pas de sensibilité particulière au vieillissement.

### **3.9 EXPLOITATION DES AUTRES MATÉRIELS**

Dans le cadre de la déclinaison du programme national de maîtrise du vieillissement, EDF a procédé à une analyse des éventuelles spécificités des équipements des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux. Ces écarts ont été détectés 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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. L'ASN n'a pas été amenée à caractériser pour les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux ont évolué conformément aux orientations fixées par l'ASN. Elles ont également été adaptées pour prendre en considération la mise en œuvre de modifications matérielles réalisées sur le réacteur. À la suite des modifications 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-eaux l'appliquent depuis 2003.

## 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

### 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux entre leur deuxième et leur troisième visites décennales avaient pour objectifs principaux :

- la protection contre une inondation d'origine externe par la mise en œuvre d'un périmètre de protection volumétrique ;
- la protection vis-à-vis d'un incendie par la mise en place de protections passives au niveau des locaux ou des matériels, de sectorisation au niveau de la ventilation par des clapets coupe-feu et l'adaptation de la détection incendie ;
- le remplacement des ancrages de la bache du système de traitement et de refroidissement des eaux des piscines (PTR) pour assurer sa tenue au séisme de dimensionnement ;
- le contrôle et l'éventuel remplacement des supportages de matériels importants pour la sûreté ;
- le remplacement des piquages sensibles à la fatigue vibratoire ;
- l'élimination du risque de colmatage des filtres des puisards du système de recirculation de l'enceinte ;
- l'amélioration du système de mesure de pression de l'enceinte ;
- la diminution du risque de détonation dans l'enceinte par la mise en place de recombineurs d'hydrogène.

### 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 l'année 2020, l'ASN considère que les performances de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux sont globalement satisfaisantes dans le domaine de l'environnement. Elles rejoignent l'appréciation générale que l'ASN porte sur les centrales nucléaires d'EDF en matière de sûreté et de radioprotection, même si l'ASN attend une amélioration du niveau de sûreté.

En matière de sûreté nucléaire, l'ASN considère que le site présente des performances stables depuis 2018 malgré la mise en place d'un plan de rigueur sûreté. L'origine des écarts a toutefois évolué. Plusieurs événements mettent notamment en évidence des défauts dans la détection des écarts, le respect de la conduite à tenir ou la documentation utilisée pour la réalisation des activités. À titre d'exemple, la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux a connu en 2020 un arrêt automatique de réacteur avec mise en service intempestive d'un système de sauvegarde, qui a révélé des déficiences concernant la préparation et la réalisation de certaines activités, bien que la gestion de l'événement a posteriori ait été adaptée. L'ASN continue tout de même de souligner la bonne tenue générale des chantiers et un état apparent des matériels contrôlés satisfaisant.

De manière générale, la gestion de la radioprotection par la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux répond globalement aux attentes de l'ASN. Le nombre d'écarts détectés par l'ASN est en diminution sur 2020 par rapport à 2019, qui avait vu la réalisation d'une inspection

renforcée en radioprotection. Ce constat est également à mettre en parallèle avec la réalisation d'un seul arrêt de réacteur en 2020, contre deux habituellement.

L'organisation du site pour répondre aux exigences réglementaires de protection de l'environnement est jugée satisfaisante. Les différentes installations contrôlées sont bien tenues. La gestion des déchets tout comme les rejets liquides ou gazeux n'ont pas appelé de remarque particulière.

## 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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 des réexamens périodiques des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux. À l'issue du troisième réexamen périodique des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, EDF a adressé à l'ASN les bilans de l'examen de conformité (référence [32]), les dossiers d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (référence [33]) et les rapports de conclusion des réexamens périodiques des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux (référence [34]).

Saisi par l'ASN, l'IRSN a rendu son avis (référence [31]) sur :

- les conclusions des réexamens périodiques spécifiques aux réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux ;
- 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 ces réacteurs.

Sur la base de l'examen de ces documents, l'ASN expose ci-après son analyse des conclusions du réexamen périodique des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux. 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 adaptent les conditions de poursuite de fonctionnement des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 Saint-Laurent-des-Eaux décidées après l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais (Gironde) en 1999.

---

<sup>1</sup> 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.

Sur la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, les dispositions de protection vis-à-vis des différents aléas (crues, précipitations, remontée de la nappe phréatique, etc.) ont été mises en œuvre :

- mise en place d'un dispositif d'alerte basé sur la surveillance et la prévision du niveau fluvial. Le système d'alerte enclenche la mise en œuvre de la règle particulière de conduite inondation (RPC inondation) ainsi que si nécessaire l'entrée en plan d'appui et de mobilisation (PAM), qui permet la mise à disposition des équipes et des moyens nécessaires pour faire face à l'inondation ;
- mise en place de la modification de déclenchement automatique des pompes de circulation de l'eau de refroidissement des réacteurs en cas de niveau haut des fosses des condenseurs ;
- mise en œuvre des modifications de contrôle commande des pompes de circulation de l'eau de refroidissement en 2013.

Le bilan des contrôles de conformités des dispositifs de protection vis-à-vis du risque d'inondation a été réalisé et l'état des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux est en conformité avec les modifications prévues.

#### **4.2.2.2 Génie civil**

À l'occasion des visites périodiques du génie civil des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint Laurent, EDF a procédé, en amont et lors des troisièmes visites décennales, à des examens visuels des ouvrages de génie civil.

Ces examens ont permis de montrer que les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux sont dans l'ensemble conformes aux règles applicables et que les programmes d'entretien sont correctement appliqués. Les défauts mis en évidence à l'occasion de ces examens et susceptibles d'avoir un impact sur la sûreté ont fait l'objet d'actions correctives et ont été traités au plus tard lors de la troisième visite décennale. Ces défauts concernaient principalement des dégradations de revêtement, des décollements de joints et des fissures.

#### **4.2.2.3 Ancrages**

À l'occasion des troisièmes visites décennales, EDF a vérifié l'ancrage de certains matériels importants pour la sûreté des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

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 un nombre élevé d'écarts, dans la moyenne de celui observé sur les réacteurs de 900 MWe ayant réalisé le même exercice. Tous les écarts nécessitant une réparation ont fait l'objet d'une remise en conformité 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 sur les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 des troisièmes visites décennales, EDF a examiné la résistance au séisme de la structure mécanique des chemins de câbles des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux. 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 des troisièmes visites décennales, EDF a contrôlé et le cas échéant réparé les systèmes de ventilation des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux conformément au programme de maintenance qui leur est applicable. Ces contrôles ont permis de montrer que les systèmes de ventilation des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux sont conformes au référentiel de maintenance qui leur est applicable.

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

À l'occasion des troisièmes visites décennales, 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).

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

Les thèmes techniques liés à la tenue au séisme du tube de transfert, aux ancrages, aux supportages des chemins de câbles, à la ventilation, à l'opérabilité des moyens mobiles et à la criticité ont fait l'objet de constats d'écarts mineurs. Ces derniers ont pu être traités par EDF avant le redémarrage à l'issue de la troisième visite décennale, des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux par une réparation, l'intégration d'une modification adaptée ou le maintien en l'état justifié par une analyse.

Il ressort des bilans d'examen de conformité des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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.

### **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 de chacun des deux réacteurs de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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 les visites partielles du réacteur n° 1 en 2019 et du réacteur n° 2 en 2016.

Par ailleurs, EDF a identifié, postérieurement à la transmission du rapport de conclusion du réexamen périodique des réacteurs n° 1 et n° 2, 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 conclut dans son analyse que l'impact de l'écart est limité sur la sûreté des installations, 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

### **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 de chacun des deux réacteurs des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux (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 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.

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 majoré de sécurité. 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

---

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

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 de chacun des deux réacteurs des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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 grands vents ;
- 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.

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 Saint-Laurent-des-eaux 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

#### ***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, les évaluations probabilistes de perte de chacune des fonctions de sûreté respectent l'ordre de grandeur de  $10^{-7}$  par an et par réacteur fixé par la RFS 1.2.d<sup>2</sup>.

L'ASN considère que les objectifs associés aux agressions externes dues à l'environnement industriel et aux voies de communication dans le cadre du réexamen périodique sont atteints pour les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

#### **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 de chacun des deux réacteurs des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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]).

---

<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 1.2.d du 7 mai 1982 relative à la prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication

#### **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 des troisièmes visites décennales des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

L'ASN considère que la modification proposée pour l'ensemble des réacteurs de 900 MWe par EDF 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux dans le cadre des troisièmes visites décennales à l'exception de la modification visant à éviter une rupture du confinement à la suite de la rupture d'une barrière thermique d'un groupe motopompe primaire. La mise en place de cette modification a été finalisée en 2019 pour les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux.

#### **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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux (référence [34]), que si les objectifs fixés sont globalement atteints, un ensemble 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

#### ***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 de chacun des deux réacteurs des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, EDF a procédé au renforcement des tuyauteries du circuit de refroidissement intermédiaire.

La modification de certains matériels passifs ou actifs (diaphragmes, flexibles, robinets, soupapes) afin de respecter les exigences d'étanchéité des matériels de la troisième barrière et de son extension a été achevée sur les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

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

Au cours de la troisième visite décennale de chacun des deux réacteurs des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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 de chacun des deux réacteurs des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, EDF a mis en œuvre des modifications matérielles destinées à renforcer 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 lors de 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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, orientent la conduite et maintiennent la sûreté du réacteur.

Au cours de la troisième visite décennale de chacun des deux réacteurs des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, EDF a mis en œuvre plusieurs modifications matérielles sur les systèmes de surveillance post-accidentelle, notamment 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 de chacun des deux réacteurs des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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 de chacun des deux réacteurs des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, EDF a mis en œuvre des modifications portant sur le casse-siphon de la ligne de refoulement du circuit de réfrigération de la piscine d'entreposage afin d'améliorer son efficacité en cas de vidange de la piscine et sur le système de mesure du niveau d'eau de la piscine d'entreposage 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.

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 Saint-Laurent-des-Eaux 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.

#### **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 2011, le contrôle en exploitation du déséquilibre des débits des lignes d'injection du système d'injection de sécurité à haute pression dans les branches froides est mis en œuvre avec des sondes à ultrasons. Leur utilisation (positionnement, système de guidage et étalonnage des sondes) relève de pratiques d'exploitation à ce jour maîtrisées. 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 de chacun des deux réacteurs des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, EDF a mis en œuvre une modification portant sur le remplacement des robinets réglants 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

#### *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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

#### **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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

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 Saint-Laurent-des-Eaux 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**

Dans le cadre de la prise en compte du retour d'expérience de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais (Gironde) en 1999, EDF a revu en 2006 et 2008 les études associées à la protection des

réacteurs de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux contre le risque d'inondation afin de prendre en compte d'une part le niveau d'eau en cas de crue millénaire majorée de 15 % et d'autre part le niveau atteint par la conjonction des ondes d'une crue centennale et de l'effacement de l'ouvrage de retenu. Le niveau d'eau maximal issu de ces deux valeurs est appelé cote majorée de sécurité et correspond au niveau d'eau maximal susceptible d'être atteint et face auquel la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux doit être protégée.

Concernant la protection de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux vis-à-vis du scénario de crue millénaire majorée, EDF a mis en place un dispositif d'alerte basé sur la surveillance et la prévision du niveau fluvial permettant d'enclencher la mise en œuvre de la règle particulière de conduite relatif à l'inondation et une modification du déclenchement automatique des pompes du circuit d'eau de refroidissement du condenseur des réacteurs en cas de niveau haut des fosses des condenseurs.

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 concernant les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale de Saint-Laurent-des-Eaux 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 [21] fixant à la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux des prescriptions complémentaires afin de renforcer significativement les marges de sûreté au-delà du dimensionnement de l'installation. Parmi les prescriptions figure la mise en œuvre de modifications relatives au renforcement de la protection contre l'inondation et notamment contre les pluies extrêmes et l'inondation induite par la défaillance d'équipements internes au site sous l'effet d'un séisme d'un niveau supérieur au niveau du séisme de dimensionnement.

#### *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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, l'ASN considère que le niveau de sûreté de ces réacteurs à l'issue de leur troisième visite décennale est satisfaisant au regard des objectifs qu'elle avait initialement fixés pour le réexamen périodique.

Enfin, à la suite de l'analyse du rapport de l'évaluation complémentaire de sûreté (référence [21]) menée à la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, l'ASN a considéré que la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 Saint-Laurent-des-Eaux face à des situations extrêmes. En conséquence, l'ASN a pris les décisions en références [20] et [21] fixant à la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux des prescriptions complémentaires pour la mise en place d'un « noyau dur ».

## 5 CONTRÔLES RÉALISÉS LORS DE LA VISITE DÉCENNALE

Les troisièmes visites décennales des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux se sont respectivement déroulées du 11 avril au 1<sup>er</sup> septembre 2015 et du 23 février au 3 septembre 2013<sup>1</sup>. 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 n'a donné lieu à aucun bouchage de tube supplémentaire par rapport à la situation décrite au paragraphe 3.6 du présent rapport.

A l'occasion des troisièmes visites décennales des réacteurs n° 1 et n° 2 en 2015 et 2013, la totalité de la zone de cœur des deux cuves a été examinée et aucune nouvelle indication de type DSR ou défaut plan n'a été notée. Les indications existantes ont été revues sans évolution significative par rapport aux contrôles réalisés antérieurement. Tous les défauts ont fait l'objet de justification pour leur maintien en l'état au moins jusqu'à la prochaine visite décennale.

Hors zone de cœur, toutes les indications des deux cuves ont été revues sans évolution significative par rapport aux contrôles précédents.

Tous les défauts ont fait l'objet d'une justification pour leur maintien en l'état au moins jusqu'à la quatrième visite décennale de chaque réacteur.

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 révélé de trace de bore ou de fuite au droit des soudures de raccordement des tubes guides du système d'instrumentation interne du cœur du réacteur.

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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, chaque enceinte de confinement a subi l'épreuve périodique prévue par les règles

---

<sup>1</sup> Ces dates correspondent au découplage et couplage des réacteurs sur le réseau électrique.

générales d'exploitation. Ces épreuves visant à s'assurer de la résistance et de l'étanchéité de l'enceinte 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux ont fait l'objet des contrôles et actions de maintenance prévus au titre des programmes de maintenance élaborés par EDF. Les actions de maintenance courante (mesure d'isolement,...) sur les matériels « automatismes » et « électriques » au cours de la troisième visite décennale des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux n'ont pas révélé d'écart.

### 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 matériel importants pour la sûreté, dans des configurations plus représentatives des situations incidentelles ou accidentelles.

À l'occasion des troisièmes visites décennales des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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.

---

<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.

## **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° 1 et 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux ont pour la plupart été mises en œuvre, les autres devant être mises en place au cours des prochaines années.

### **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. Pour ce qui concerne les deux réacteurs de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, les principaux axes du contrôle réalisé par l'ASN en 2013 et 2015 ont porté :

- 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.

Le contrôle de la troisième visite décennale du réacteur n° 1 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux a été assuré par cinq journées d'inspections inopinées. Le contrôle du réacteur n°2 a été assuré par cinq journées d'inspections inopinées et deux journées d'inspections programmées.

Ces inspections portaient notamment sur le respect des exigences relatives :

- au contrôle d'absence de fuite sur le circuit primaire principal pendant l'épreuve hydraulique de ce circuit ;
- au traitement des résultats des contrôles non destructifs réalisés sur des matériels importants pour la sûreté ;
- aux spécifications techniques 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 respect de la réglementation en matière d'équipements sous pression nucléaires.

Il est notamment ressorti de ces inspections que l'exploitant a réussi à maîtriser les contraintes liées à l'important volume de la maintenance réalisée au cours des visites décennales des réacteurs n° 1 et n° 2. 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 Saint-Laurent-des-Eaux 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 respectivement le 9 août 2013 et le 20 août 2015 son accord au redémarrage des réacteurs n° 2 et n° 1 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux. Ces autorisations ne préjugeaient pas de la position de l'ASN sur l'aptitude à la poursuite de fonctionnement de ces réacteurs 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 [35]), selon les recommandations du guide de l'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 de 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 Saint-Laurent-des-Eaux 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. Les diesels d'ultime secours des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux sont en service depuis fin 2018 ;
- 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, une inspection ciblée s'est déroulée sur la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux les 1<sup>er</sup> et 2 septembre 2011. Elle a fait l'objet de douze demandes d'actions correctives et neuf compléments d'information dans la lettre de suite en référence [43]. L'inspection de récolement du 25 septembre 2012 n'a révélé aucun écart par rapport aux engagements pris par l'exploitant à la suite de l'inspection ciblée des 1<sup>er</sup> et 2 septembre 2011. Elle a fait l'objet de deux demandes d'actions correctives et de trois compléments d'information dans la lettre de suite en référence [44].

L'ASN a mené le 6 mars 2013 et le 24 mars 2015 des inspections destinées à vérifier le respect par l'exploitant de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux de certaines prescriptions fixées dans la décision du 26 juin 2012 en référence [21] fixant au site de Saint-Laurent-des-Eaux des prescriptions complémentaires au vu des conclusions des évaluations complémentaires de sûreté de l'INB n° 100.

Il ressort de ces inspections que le respect des prescriptions examinées est satisfaisant et que les équipes de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux sont impliquées pour déployer les modifications issues des prescriptions 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 différent 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*

La centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux n'était pas concernée par les contrôles prévus au titre du programme d'investigations complémentaires.

### *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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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. Au-delà du résultat de ces premières investigations, un plan d'actions de surveillance de certains bâtiments est dorénavant en cours de déploiement sur le site.

## **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.

Les dossiers d'aptitude à la poursuite de l'exploitation des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, mis à jour pour prendre en compte les résultats des contrôles des troisièmes visites décennales, ont ainsi été transmis par EDF respectivement le 25 février 2016 et le 12 février 2014 (référence [33]).

### *7.3.2 Dossier d'aptitude à la poursuite d'exploitation des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux*

#### **7.3.2.1 Spécificités des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux**

L'exploitant de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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° 1 et n° 2. Il a également vérifié que les conditions d'exploitation (température, temps de fonctionnement, pression, etc.) des équipements installés sur les réacteurs n° 1 et n° 2 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux.

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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux**

L'ensemble des opérations de maintenance, d'inspections, d'essais, d'examen non destructifs ou de modifications réalisées pendant les troisièmes visites décennales a permis de compléter le programme de maîtrise du vieillissement des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux pour la période suivant leur troisième visite décennale, et allant jusqu'à la quatrième visite décennale, par :

- la surveillance en exploitation des tubes de guidage du système d'instrumentation interne du cœur des deux réacteurs (RIC) ;
- la réparation du parement externe du bâtiment du réacteur n° 1 ;
- la surveillance annuelle des conduites de prise d'eau du réacteur n° 1 et le traitement des dégradations constatées sur la période 2019-2025.

EDF considère que le bilan des actions de maintenance réalisées pendant les troisièmes visites décennales des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 remettre en cause l'aptitude à la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 Saint-Laurent-des-Eaux, l'ASN considère, à la suite notamment du contrôle réalisé en 2017 que l'organisation définie et mise 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, des axes d'amélioration ont été identifiés, portant notamment sur le suivi des compétences rares.

## 8 BILAN

Dans le cadre du réexamen périodique des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, 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 conduit à adopter une approche comprenant une première phase générique, c'est-à-dire traitant des aspects communs à tous ces réacteurs, et une seconde propre à 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux. À l'issue du troisième réexamen périodique, EDF a adressé à l'ASN le bilan de l'examen de conformité (référence [32]), le dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation (référence [33]) et le rapport de conclusion du réexamen périodique des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux (référence [34]).

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 sur les réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux ou les années suivantes, les autres devant être mises en place au cours des prochaines années. L'ASN a prescrit la réalisation de chacune des modifications non achevées.

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 du fonctionnement des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux 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 les commentaires reçus dans ce cadre ont été pris en considération.

**Au regard du bilan du troisième réexamen périodique des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux et compte tenu des prescriptions qu'elle a édictées, l'ASN n'a pas d'objection à la poursuite du fonctionnement des réacteurs n° 1 et n° 2 de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux au-delà de leur troisième réexamen périodique.**

**Le dépôt du rapport de conclusion du prochain réexamen périodique des réacteurs n° 1 et n° 2, constituant l'INB n° 100, devra intervenir avant le 17 décembre 2025 pour le réacteur n° 1 et avant le 13 février 2024 pour le réacteur n° 2.**

Enfin, l'ASN continuera par ailleurs d'exercer un contrôle régulier de l'exploitation de la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux. 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