

12

Les centrales nucléaires d'EDF

1. Généralités sur les centrales électronucléaires 378

- 1.1 Présentation générale d'un réacteur à eau sous pression
- 1.2 Le cœur, le combustible et sa gestion
- 1.3 Le circuit primaire et les circuits secondaires
- 1.4 Le circuit de refroidissement du circuit secondaire
- 1.5 L'enceinte de confinement
- 1.6 Les principaux circuits auxiliaires et de sauvegarde
- 1.7 Les autres systèmes importants pour la sûreté

2. Le contrôle de la sûreté nucléaire 382

2.1 Les facteurs sociaux, organisationnels et humains

2.2 La conduite du réacteur

- 2.2.1 La conduite en fonctionnement normal : veiller au respect des règles d'exploitation et examiner les modifications documentaires et matérielles
- 2.2.2 La conduite en cas d'incident ou d'accident
- 2.2.3 La conduite en cas d'accident grave

2.3 Le combustible

- 2.3.1 Les évolutions de la gestion du combustible en réacteur
- 2.3.2 La surveillance de l'état du combustible en réacteur

2.4 Les équipements sous pression

- 2.4.1 Le contrôle de la conception et de la fabrication des équipements sous pression nucléaires (ESPN)
- 2.4.2 Le contrôle des circuits primaire et secondaires principaux
- 2.4.3 La surveillance des zones en alliage à base de nickel
- 2.4.4 La surveillance de la résistance des cuves des réacteurs
- 2.4.5 La surveillance de la maintenance et le remplacement des générateurs de vapeur
- 2.4.6 Le contrôle des autres équipements sous pression des réacteurs

2.5 Les enceintes de confinement

2.6 La protection contre les événements naturels, les incendies et les explosions

- 2.6.1 La prévention des risques liés au séisme
- 2.6.2 L'élaboration des règles de protection contre les inondations
- 2.6.3 La prévention des risques liés à la canicule et à la sécheresse
- 2.6.4 La prise en compte du risque d'incendie
- 2.6.5 La prise en compte des risques d'explosion

2.7 La maintenance et les essais

- 2.7.1 Le contrôle des pratiques de maintenance
- 2.7.2 Le contrôle des programmes d'essais
- 2.7.3 L'emploi de méthodes de contrôle performantes appliquées aux équipements sous pression des circuits primaire et secondaires principaux
- 2.7.4 Le contrôle par l'ASN des arrêts de réacteur

2.8 Le maintien et l'amélioration continue de la sûreté nucléaire

- 2.8.1 La maîtrise des activités sous-traitées
- 2.8.2 La correction des écarts
- 2.8.3 L'examen des événements et du retour d'expérience

2.9 La poursuite du fonctionnement des centrales nucléaires

- 2.9.1 L'âge des centrales nucléaires
- 2.9.2 Les principaux enjeux de la maîtrise du vieillissement
- 2.9.3 La prise en compte par EDF du vieillissement des équipements
- 2.9.4 Le réexamen périodique

2.10 Le réacteur EPR de Flamanville 3

- 2.10.1 Les étapes jusqu'à la mise en service du réacteur Flamanville 3
- 2.10.2 Le contrôle de la construction, des essais de démarrage et de la préparation au fonctionnement
- 2.10.3 La coopération avec les autorités de sûreté nucléaire étrangères

2.11 Les études sur les réacteurs du futur

2.12 Le droit du travail dans les centrales nucléaires

2.13 La radioprotection des personnels

2.14 L'impact environnemental et sanitaire des centrales nucléaires

- 2.14.1 La révision des prescriptions relatives aux prélèvements et aux rejets
- 2.14.2 Le contrôle de la gestion des déchets
- 2.14.3 Le renforcement de la protection contre les autres risques et nuisances

3. L'actualité de la sûreté nucléaire et de la radioprotection 402

3.1 Le retour d'expérience de l'accident de Fukushima

3.2 L'examen de la poursuite du fonctionnement des centrales nucléaires

3.3 Le contrôle du réacteur EPR Flamanville 3

3.4 Les équipements sous pression

3.5 Les autres faits marquants en 2016

- 3.5.1 Les faits marquants en matière d'inspection du travail
- 3.5.2 Les faits marquants concernant la radioprotection des personnels
- 3.5.3 Les faits marquants concernant l'impact des centrales nucléaires sur l'environnement et les rejets

4. Les évaluations 413

4.1 L'évaluation des performances globales des centrales nucléaires en fonctionnement

- 4.1.1 L'évaluation de la sûreté nucléaire
- 4.1.2 L'évaluation des dispositions concernant les hommes et les organisations
- 4.1.3 L'évaluation de la santé et de la sécurité, des relations professionnelles et de la qualité de l'emploi dans les centrales nucléaires
- 4.1.4 L'évaluation de la radioprotection
- 4.1.5 Maîtrise des nuisances et de l'impact sur l'environnement
- 4.1.6 L'analyse du retour d'expérience

4.2 L'évaluation de la fabrication des équipements sous pression nucléaires

5. Perspectives 423

Le contrôle de la sûreté des centrales électronucléaires est une mission historique de l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). Les réacteurs de production d'électricité sont au cœur de l'industrie nucléaire en France. De nombreuses autres installations décrites dans d'autres chapitres de ce rapport produisent le combustible destiné aux centrales nucléaires ou le retraitent, stockent des déchets provenant des centrales nucléaires ou encore servent à étudier des phénomènes physiques liés à l'exploitation ou à la sûreté de ces réacteurs. Les réacteurs français sont techniquement proches les uns des autres et forment un parc standardisé exploité par EDF. Si cette homogénéité permet à l'exploitant et à l'ASN de disposer d'une solide expérience de leur fonctionnement, elle présente aussi un risque accru en cas de détection d'un défaut de conception, de fabrication ou de maintenance sur l'une de ces installations. L'ASN exige donc d'EDF une forte réactivité dans l'analyse du caractère générique de ces défauts et de leurs conséquences pour la protection des personnes et de l'environnement. L'année 2016 a été particulièrement illustrative des enjeux et des risques que présente cette standardisation.

L'ASN impose un haut niveau d'exigence dans le contrôle des centrales nucléaires et l'adapte continuellement au regard notamment du retour d'expérience de fabrication, d'exploitation et de maintenance des composants des réacteurs électronucléaires. Pour contrôler la sûreté des réacteurs en fonctionnement, en construction et en projet, l'ASN mobilise quotidiennement près de 200 agents au sein de la Direction des centrales nucléaires (DCN), de la Direction des équipements sous pression nucléaires (DEP) ou de ses divisions territoriales et s'appuie sur quelque 200 experts de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN).

L'ASN développe une approche intégrée du contrôle des installations. L'ASN intervient à tous les stades de la vie des réacteurs électronucléaires, depuis leur conception jusqu'à leur démantèlement puis leur déclassement. Son périmètre d'intervention élargi la conduit à examiner, à chacun des stades, les domaines de la sûreté nucléaire, des facteurs organisationnels et humains, de la radioprotection, de la protection de l'environnement, de la sécurité des travailleurs et de l'application des lois sociales. Cette approche lui impose de prendre en compte les interactions entre ces domaines et de proportionner son action en conséquence. La vision intégrée qui en résulte permet à l'ASN d'affiner son appréciation et de prendre position chaque année sur l'état de la sûreté nucléaire, de la radioprotection et de l'environnement des centrales nucléaires.

1. Généralités sur les centrales électronucléaires

1.1 Présentation générale d'un réacteur à eau sous pression

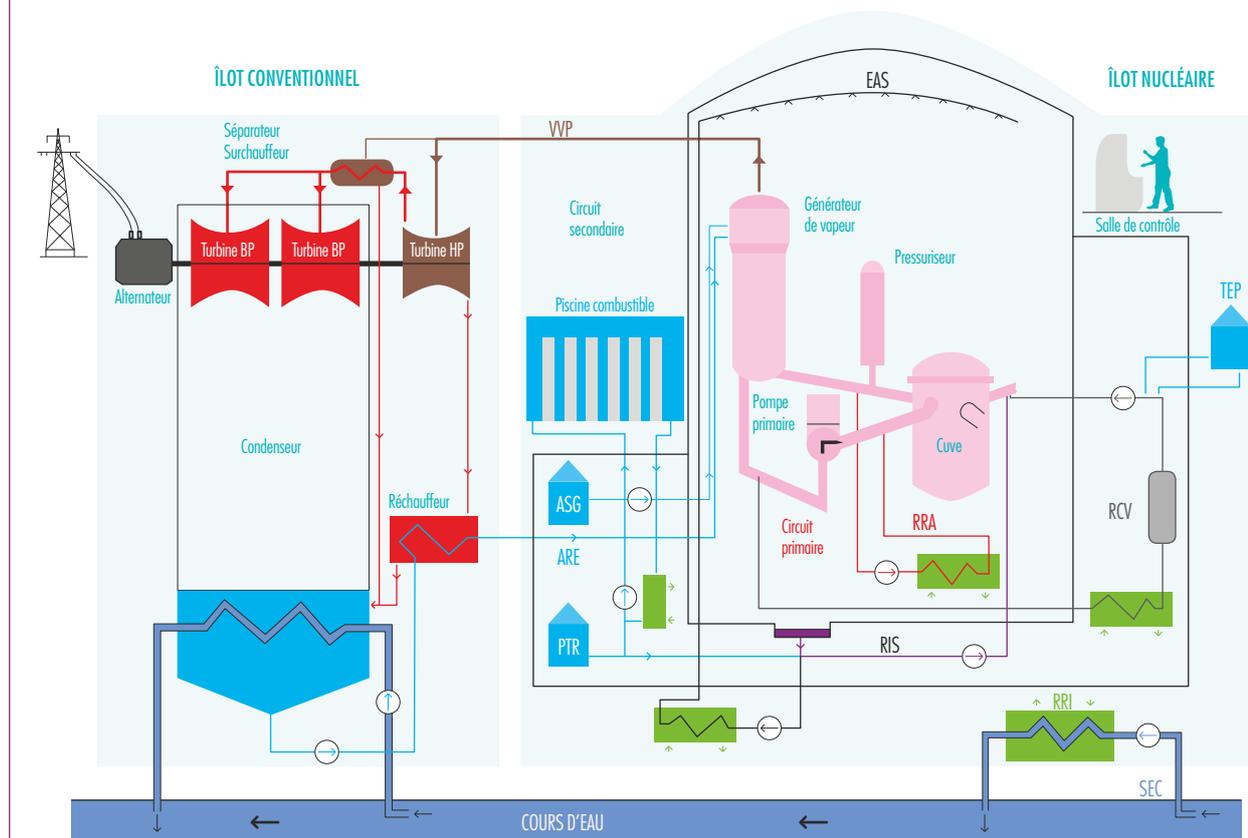
Toute centrale électrique thermique produit, en faisant passer de la chaleur d'une source chaude vers une source froide, de l'énergie mécanique qu'elle transforme en électricité. Les centrales thermiques classiques utilisent la chaleur dégagée par la combustion de combustibles fossiles (fioul, charbon, gaz). Les centrales électronucléaires utilisent celle qui est dégagée par la fission d'atomes d'uranium ou de plutonium. La chaleur produite permet de vaporiser de l'eau. La vapeur est ensuite détendue dans une turbine qui entraîne un alternateur générant un courant électrique triphasé d'une tension de 400 000 V. La vapeur, après détente, passe dans un condenseur où elle est refroidie au contact de tubes dans lesquels circule de l'eau froide provenant de la mer, d'un cours d'eau (fleuve, rivière) ou d'un circuit de réfrigération atmosphérique.

Chaque réacteur comprend un îlot nucléaire, un îlot conventionnel, des ouvrages de prise et de rejet d'eau et éventuellement un aéroréfrigérant.

L'îlot nucléaire comprend essentiellement la cuve du réacteur, le circuit primaire, les générateurs de vapeur (GV) et des circuits et systèmes assurant le fonctionnement et la sûreté du réacteur : les circuits de contrôle chimique et volumétrique, de refroidissement à l'arrêt, d'injection de sécurité, d'aspersion dans l'enceinte, d'alimentation en eau des GV, les systèmes électriques, de contrôle-commande et de protection du réacteur. À ces éléments sont également associés des circuits et systèmes assurant des fonctions supports : traitement des effluents primaires, récupération de l'acide borique, alimentation en eau, ventilation et climatisation, alimentation électrique de sauvegarde (groupes électrogènes à moteur diesel).

L'îlot nucléaire comprend également les systèmes d'évacuation de la vapeur (vanne d'arrêt vapeur – VVP) vers l'îlot conventionnel, ainsi que le bâtiment abritant la piscine d'entreposage du combustible (BK). Ce bâtiment, attenant au bâtiment réacteur, sert pour l'entreposage des assemblages combustibles neufs et usagés (un tiers

LE PRINCIPE de fonctionnement d'un réacteur à eau sous pression



ou un quart du combustible est remplacé tous les douze à dix-huit mois selon les modes d'exploitation des réacteurs). Le combustible est maintenu immergé dans les alvéoles placées dans la piscine. L'eau de celle-ci, mélangée à de l'acide borique, sert, d'une part, à absorber les neutrons émis par les noyaux des éléments fissiles pour éviter d'entretenir une fission nucléaire, d'autre part, d'écran radiologique.

L'îlot conventionnel comprend notamment la turbine, l'alternateur et le condenseur. Certains composants de ces matériels participent à la sûreté du réacteur. Les circuits secondaires appartiennent pour partie à l'îlot nucléaire et pour partie à l'îlot conventionnel.

1.2 Le cœur, le combustible et sa gestion

Le cœur du réacteur est constitué d'assemblages de combustibles qui se présentent sous la forme de « crayons », composés de « pastilles » d'oxyde d'uranium ou d'oxydes d'uranium appauvri et de plutonium (combustible MOX) contenues dans des tubes métalliques fermés, appelés « gaines ». Lors de leur fission, les noyaux d'uranium ou de plutonium, dits « fissiles », émettent des neutrons qui provoquent, à leur tour, d'autres fissions : c'est la réaction en chaîne. Ces fissions nucléaires dégagent une grande quantité d'énergie sous forme de chaleur. L'eau du circuit

primaire, qui pénètre dans le cœur par la partie inférieure à une température d'environ 285 °C, s'échauffe en remontant le long des crayons combustibles et ressort par la partie supérieure à une température proche de 320 °C.

Au début d'un cycle de fonctionnement, le cœur présente une réserve d'énergie très importante. Celle-ci diminue progressivement pendant le cycle au fur et à mesure que disparaissent les noyaux fissiles. La réaction en chaîne, et donc la puissance du réacteur, est maîtrisée par :

- l'introduction plus ou moins profonde dans le cœur de dispositifs appelés « grappes de commande », qui contiennent des éléments absorbant les neutrons. Elle permet de démarrer et d'arrêter le réacteur et d'ajuster sa puissance à la puissance électrique que l'on veut produire. La chute des grappes par gravité permet l'arrêt d'urgence du réacteur ;
- l'ajustement de la teneur en bore (élément absorbant les neutrons) de l'eau du circuit primaire pendant le cycle en fonction de l'épuisement progressif du combustible en éléments fissiles.

En fin de cycle, le cœur du réacteur est déchargé afin de renouveler une partie du combustible.

EDF utilise deux types de combustibles dans les réacteurs à eau sous pression :

- des combustibles à base d'oxyde d'uranium (UO_2) enrichi en uranium-235, à 4,5 % au maximum. Ces combustibles sont fabriqués dans plusieurs usines, françaises et étrangères, des fabricants Areva NP et Westinghouse ;
- des combustibles constitués par un mélange d'oxydes d'uranium appauvri et de plutonium (MOX). Le combustible MOX est produit par l'usine Mélox d'Areva NC. La teneur initiale en plutonium est actuellement limitée à 8,65 % (en moyenne par assemblage de combustible) et permet d'obtenir une performance énergétique équivalente à du combustible UO_2 enrichi à 3,7 % en uranium-235. Ce combustible peut être utilisé dans les 28 réacteurs de 900 MWe dont les décrets d'autorisation de création prévoient l'utilisation de combustible au plutonium.

Le mode d'utilisation du combustible dans les réacteurs, dénommé « gestion de combustible » est spécifique à chaque type de réacteurs similaires. Il est caractérisé notamment par :

- la nature du combustible et sa teneur initiale en matière fissile ;
- le taux d'épuisement maximal du combustible lors de son retrait du réacteur, caractérisant la quantité d'énergie extraite par tonne de matière (exprimé en GWj/t) ;
- la durée d'un cycle de fonctionnement du réacteur ;
- le nombre d'assemblages de combustible neuf rechargés à l'issue de chaque arrêt du réacteur pour renouveler le combustible (généralement un tiers ou un quart du total des assemblages) ;
- le mode de fonctionnement du réacteur (à puissance constante ou en faisant varier la puissance pour s'adapter aux besoins) qui détermine les sollicitations subies par le combustible.

1.3 Le circuit primaire et les circuits secondaires

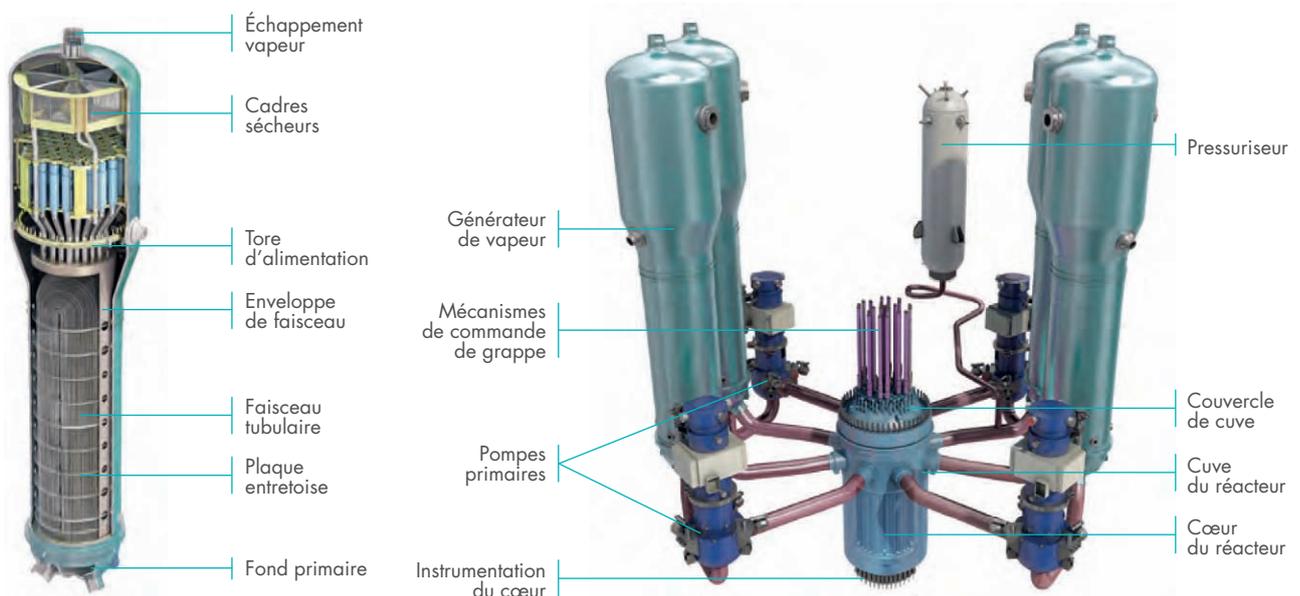
Le circuit primaire et les circuits secondaires permettent de transporter l'énergie dégagée par le cœur sous forme de chaleur jusqu'au groupe turbo-alternateur qui assure la production d'électricité.

Le circuit primaire est composé de boucles de refroidissement (au nombre de trois pour un réacteur de 900 MWe et de quatre pour un réacteur de 1 300 MWe, de 1 450 MWe ou pour un réacteur de 1 650 MWe de type EPR). Le rôle du circuit primaire est d'extraire la chaleur dégagée dans le cœur par circulation d'eau sous pression, dite eau primaire ou réfrigérant primaire. Chaque boucle, raccordée à la cuve du réacteur qui contient le cœur, comprend une pompe de circulation, dite pompe primaire, et un GV. L'eau primaire, chauffée à plus de 300 °C, est maintenue à une pression de 155 bars par le pressuriseur, pour éviter l'ébullition. Le circuit primaire est contenu en totalité dans l'enceinte de confinement.

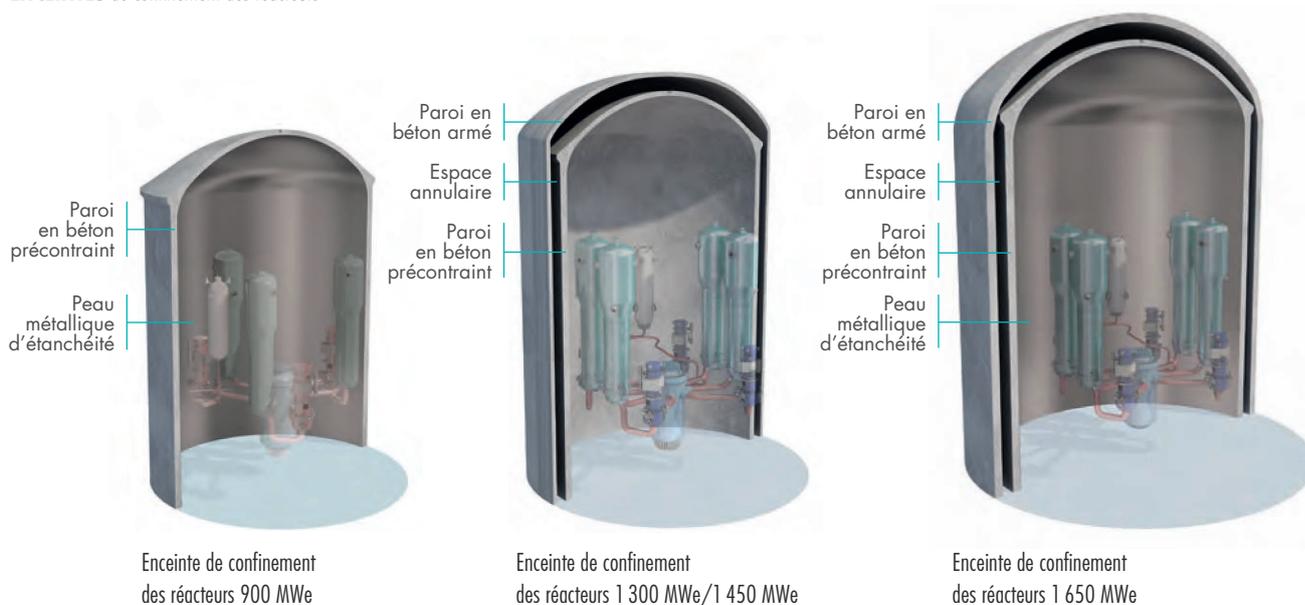
L'eau du circuit primaire cède sa chaleur à l'eau des circuits secondaires dans les GV. Les GV sont des échangeurs de chaleur qui contiennent, selon le modèle, de 3 500 à 5 600 tubes dans lesquels circule l'eau primaire. Ces tubes baignent dans l'eau du circuit secondaire qui est ainsi portée à ébullition sans entrer en contact avec l'eau primaire.

Chaque circuit secondaire est constitué principalement d'une boucle fermée parcourue par de l'eau sous forme liquide dans une partie et sous forme de vapeur dans l'autre partie. La vapeur, produite dans les GV, subit une

UN GÉNÉRATEUR DE VAPEUR et un circuit primaire principal d'un réacteur de 1 300 MWe



ENCEINTES de confinement des réacteurs



Enceinte de confinement des réacteurs 900 MWe

Enceinte de confinement des réacteurs 1 300 MWe/1 450 MWe

Enceinte de confinement des réacteurs 1 650 MWe

détente partielle dans une turbine haute pression, puis traverse des sècheurs surchauffeurs avant d'être admise pour une détente finale dans les turbines basse pression d'où elle s'échappe vers le condenseur. Condensée, l'eau est ensuite réchauffée et renvoyée vers les GV par des pompes d'extraction relayées par des pompes alimentaires à travers des réchauffeurs.

1.4 Le circuit de refroidissement du circuit secondaire

Le circuit de refroidissement du circuit secondaire a pour fonction de condenser la vapeur sortant de la turbine. Il comporte pour cela un condenseur composé d'un échangeur thermique comportant des milliers de tubes dans lesquels circule l'eau froide provenant du milieu extérieur (mer ou rivière). Au contact de ces tubes, la vapeur se condense et peut être renvoyée sous forme liquide vers les générateurs de vapeur (voir point 1.3). L'eau du circuit de refroidissement échauffée dans le condenseur est ensuite soit rejetée dans le milieu (circuit ouvert), soit, lorsque le débit de la rivière est trop faible ou l'échauffement trop important par rapport à la sensibilité du milieu, refroidie par une tour aéroréfrigérante (TAR) (circuit fermé ou semi-fermé).

Les circuits de refroidissement sont des milieux favorables au développement de micro-organismes pathogènes. Le remplacement du laiton par du titane ou des aciers inoxydables comme matériau de construction des condenseurs des réacteurs en bord de rivière, pour réduire les rejets métalliques dans le milieu naturel, impose la mise en œuvre de moyens de désinfection, principalement par traitement biocide. Les tours aéroréfrigérantes peuvent contribuer à la dispersion atmosphérique de légionelles

dont la prolifération peut être prévenue par un entretien renforcé des ouvrages (détartrage, mise en place d'un traitement biocide...) et d'une surveillance.

1.5 L'enceinte de confinement

L'enceinte des réacteurs à eau sous pression assure deux fonctions :

- le confinement des substances radioactives susceptibles d'être dispersées en cas d'accident ; à cette fin, les enceintes ont été conçues pour résister aux températures et pressions qui résulteraient de l'accident de perte de réfrigérant primaire le plus sévère et présenter une étanchéité satisfaisante dans ces conditions ;
- la protection du réacteur contre les agressions externes.

Ces enceintes ont été conçues selon trois modèles :

- celles des réacteurs de 900 MWe sont constituées d'une seule paroi en béton précontraint (béton comportant des câbles d'acier tendus de manière à assurer la compression de l'ouvrage). Cette paroi assure la résistance mécanique à la pression ainsi que l'intégrité de la structure vis-à-vis d'une agression externe. L'étanchéité est assurée par un revêtement métallique recouvrant l'ensemble de la face interne de la paroi en béton ;
- celles des réacteurs de 1 300 et 1 450 MWe sont constituées de deux parois : la paroi interne en béton précontraint et la paroi externe en béton armé. L'étanchéité est assurée par la paroi interne et par le système de ventilation (EDE) qui assure la collecte et la filtration avant rejet des fuites résiduelles de la paroi interne. La résistance aux agressions externes est principalement assurée par la paroi externe ;
- celle du réacteur EPR de Flamanville est constituée de deux parois et d'un revêtement métallique qui recouvre l'ensemble de la face interne de la paroi interne.

1.6 Les principaux circuits auxiliaires et de sauvegarde

Les circuits auxiliaires assurent en fonctionnement normal, en puissance ou dans les états d'arrêt du réacteur, la maîtrise des réactions nucléaires, l'évacuation de la chaleur du circuit primaire et de la puissance résiduelle du combustible et le confinement des substances radioactives. Il s'agit principalement du système de contrôle chimique et volumétrique du réacteur (RCV) et du système de refroidissement du réacteur à l'arrêt (RRA).

Le rôle des systèmes de sauvegarde est de maîtriser et de limiter les conséquences des incidents et des accidents. Il s'agit principalement des circuits suivants :

- le circuit d'injection de sécurité (RIS), dont le rôle est d'injecter de l'eau dans le circuit primaire en cas de fuite de ce dernier ;
- le circuit d'aspersion dans l'enceinte du bâtiment réacteur (EAS), dont le rôle est de diminuer la pression et la température dans l'enceinte de confinement en cas d'accident de fuite du circuit primaire ;
- le circuit d'eau alimentaire de secours des générateurs de vapeur (ASG), qui intervient pour alimenter en eau les GV en cas de perte du système d'eau alimentaire normal, et ainsi permettre l'évacuation de la chaleur du circuit primaire. Ce système est également utilisé en fonctionnement normal, lors des phases d'arrêt ou de redémarrage du réacteur.

1.7 Les autres systèmes importants pour la sûreté

Les principaux autres systèmes ou circuits importants pour la sûreté et nécessaires au fonctionnement du réacteur sont :

- le circuit de réfrigération intermédiaire (RRI) qui assure le refroidissement d'un certain nombre d'équipements nucléaires ; ce circuit fonctionne en boucle fermée entre, d'une part, les circuits auxiliaires et de sauvegarde et, d'autre part, les circuits véhiculant l'eau provenant de la rivière ou la mer (source froide) ;
- le circuit d'eau brute secourue (SEC) qui assure le refroidissement du circuit RRI au moyen de la source froide ;
- le circuit de réfrigération et de purification de l'eau des piscines (PTR) qui permet en particulier d'évacuer la chaleur résiduelle des éléments combustibles entreposés dans la piscine du bâtiment combustible ;
- les systèmes de ventilation, qui assurent le confinement des matières radioactives par la mise en dépression des locaux et la filtration des rejets ;
- les circuits d'eau destinés à la lutte contre l'incendie ;
- le système de contrôle-commande ;
- les systèmes électriques.

2. Le contrôle de la sûreté nucléaire

2.1 Les facteurs sociaux, organisationnels et humains

La contribution de l'homme et des organisations à la sûreté des centrales nucléaires est déterminante au cours de toutes les étapes du cycle de vie des centrales (conception, construction, mise en service, fonctionnement, démantèlement). L'ASN s'intéresse donc aux conditions qui favorisent ou défavorisent la contribution positive des opérateurs et des collectifs de travail à la sûreté des centrales nucléaires. L'ASN définit les facteurs sociaux, organisationnels et humains (FSOH) comme l'ensemble des éléments des situations de travail et de l'organisation qui vont avoir une influence sur l'activité de travail des opérateurs.

L'article L. 593-6 du code de l'environnement prévoit que l'exploitant définisse et mette en œuvre un système de gestion intégrée (SGI) permettant d'assurer que les exigences relatives à la sûreté, la radioprotection et la protection de l'environnement soient systématiquement prises en compte dans toute décision concernant l'installation. Le SGI précise les dispositions prises en matière d'organisation et de ressources de tout ordre, en particulier celles retenues pour maîtriser les activités importantes. Ainsi, l'ASN demande à l'exploitant de mettre en place un SGI qui permette le maintien et l'amélioration continue de la sûreté, à travers, notamment, le développement d'une culture de sûreté. L'arrêté INB du 7 février 2012 prévoit notamment que le traitement des événements significatifs permette de déterminer, par la réalisation d'une analyse approfondie, les causes organisationnelles et humaines, en sus des causes techniques.

Le contrôle de l'ASN sur les dimensions organisationnelles et humaines s'appuie sur des inspections qui portent sur les actions entreprises par l'exploitant pour intégrer les FSOH dans toutes les phases du cycle de vie d'une centrale nucléaire. Ainsi, l'ASN contrôle les activités d'ingénierie au moment de la conception d'une nouvelle installation ou de la modification d'une installation existante. En particulier, l'ASN s'assure que la démarche de conception mise en œuvre par l'exploitant est « centrée sur l'opérateur humain ». De plus, les inspections effectuées par l'ASN s'intéressent aux activités réalisées pour l'exploitation des centrales existantes, aux conditions d'exercice de ces activités (accessibilité des locaux, ambiance sonore, thermique et lumineuse, etc.) et aux moyens mis à disposition des intervenants (outils, documents opératoires, etc.). Par ailleurs, l'ASN contrôle l'organisation mise en œuvre par EDF pour gérer les compétences et les effectifs nécessaires à la réalisation de ces activités. Il en est de même pour les moyens, les compétences et la méthodologie engagés par EDF pour la mise en œuvre de démarches sur les FSOH. L'ASN contrôle aussi le système de management de la sûreté d'EDF, qui doit apporter un cadre et un support aux

décisions et actions qui concernent, directement ou par effet induit, des enjeux de sûreté. Enfin, l'ASN contrôle l'organisation d'EDF pour analyser les événements, la profondeur des analyses menées pour s'assurer de la bonne recherche des causes profondes, ainsi que l'élaboration et la mise en œuvre des suites données à ces analyses.

En plus des inspections, le contrôle de l'ASN s'appuie sur les évaluations faites à sa demande par l'IRSN et le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR). Par exemple, l'avis du GPR a été sollicité en 2015 sur la maîtrise de la sous-traitance par EDF pour les activités de maintenance réalisées dans les centrales nucléaires, d'une part, et sur l'examen des moyens organisationnels, humains et techniques pour la conduite du réacteur EPR, d'autre part.

2.2 La conduite du réacteur

2.2.1 La conduite en fonctionnement normal :

veiller au respect des règles d'exploitation et examiner

les modifications documentaires et matérielles

Les règles générales d'exploitation (RGE) encadrent le fonctionnement des réacteurs électronucléaires. Celles-ci sont établies par l'exploitant et déclinent de manière opérationnelle les hypothèses et conclusions des études de sûreté issues du rapport de sûreté et fixent les limites et conditions d'exploitation de l'installation.

Les évolutions des spécifications techniques d'exploitation

Au sein des RGE, les spécifications techniques d'exploitation (STE¹) définissent les domaines de fonctionnement normal, afin de rester dans les hypothèses de conception et de dimensionnement, requièrent les systèmes nécessaires au maintien des fonctions de sûreté, notamment l'intégrité des barrières de confinement des matières radioactives, et à l'opérabilité des procédures de conduite en fonctionnement dégradé (voir point 2.2.2), et prescrivent les conduites à tenir en cas de dépassement d'une limite de fonctionnement normal ou de l'indisponibilité d'un système requis.

Les STE évoluent pour intégrer le retour d'expérience de leur application. Par ailleurs, de manière ponctuelle, l'exploitant peut les amender temporairement, par exemple pour réaliser une intervention dans des conditions

différentes de celles initialement prises en compte. Il doit alors justifier de la pertinence de cette modification temporaire, et définir les mesures compensatoires adéquates.

Les modifications des STE de nature à affecter les intérêts protégés font l'objet, selon leur importance, soit d'une demande d'autorisation auprès l'ASN, soit d'une déclaration à l'ASN, avant leur mise en œuvre. En particulier, les modifications qui remettent en cause de manière significative la démonstration de sûreté font systématiquement l'objet d'une demande d'autorisation.

En outre, l'ASN réalise chaque année un examen approfondi des modifications temporaires apportées aux STE sur la base d'un bilan établi par EDF. Cet examen permet notamment d'identifier les modifications temporaires récurrentes qui nécessiteraient une évolution pérenne des STE. Les modifications temporaires des STE considérées comme mineures peuvent ne pas faire l'objet de la procédure d'autorisation si elles sont éligibles au « système d'autorisation interne » mis en place par EDF et encadré par une décision de l'ASN. Le fonctionnement du « système d'autorisation interne » fait l'objet d'un contrôle de l'ASN.

Lors des inspections dans les centrales nucléaires, l'ASN vérifie que l'exploitant respecte les STE et, le cas échéant, les mesures compensatoires associées aux modifications temporaires. Elle contrôle également la cohérence entre les modifications mises en œuvre et les documents d'exploitation, tels que les consignes de conduite, les fiches d'alarme, les STE et la formation des acteurs en charge de leur application.

L'examen des modifications apportées aux matériels

Pour améliorer les performances industrielles de son outil de production, traiter les écarts détectés, mettre en place les modifications de conception issues des réexamens périodiques ou encore de la prise en compte du retour d'expérience, EDF met en œuvre périodiquement des modifications portant sur les matériels.

Les évolutions réglementaires issues de la loi relative à la transition énergétique pour la croissance verte ont conduit, à compter du 29 juin 2016, à soumettre à autorisation de l'ASN les demandes de modification notable des réacteurs électronucléaires.

2.2.2 La conduite en cas d'incident ou d'accident

Le chapitre VI des RGE regroupe l'ensemble des règles de conduite du réacteur en situation d'incident ou d'accident. Les modifications du chapitre VI des RGE de nature à affecter la sûreté nucléaire sont soumises à autorisation de l'ASN.

Le chapitre VI des RGE évolue pour intégrer le retour d'expérience des incidents et accidents et prendre en compte les modifications apportées aux installations, notamment celles issues des réexamens périodiques.

¹ Les STE constituent un « code de la route » des réacteurs nucléaires. Elles constituent un corpus de prescriptions et de limites qui peuvent être variables en fonction du type de réacteur, de son état (en arrêt ou en production par exemple), mais aussi d'éventuelles opérations en cours (maintenance, essais...). Elles assurent la conservation des fonctions de sûreté, notamment en spécifiant les systèmes requis et les conduites à tenir en cas de perte de ces systèmes.

L'ASN contrôle régulièrement les règles de conduite en cas d'incident ou d'accident et leurs modalités de mise en œuvre. Dans ce cadre, l'ASN met en situation les équipes de conduite de l'installation. Elle vérifie ainsi la cohérence entre les consignes de conduite appliquées et les règles du chapitre VI des RGE, les modalités d'application de ces documents et les règles de gestion des matériels spécifiques utilisés en conduite accidentelle.

2.2.3 La conduite en cas d'accident grave

Dans le cas où, à la suite d'un incident ou d'un accident, la conduite du réacteur ne permettrait pas de le ramener dans un état stable et où une succession de défaillances conduirait à une détérioration du cœur, le réacteur entrerait dans une situation dite d'accident grave. Face à de telles situations, peu probables, diverses mesures doivent être prises pour permettre aux opérateurs de sauvegarder le confinement afin de minimiser les conséquences de l'accident (voir chapitre 5, point 1.3.1). Les opérateurs recourent alors aux compétences des équipes de crise constituées au niveau local et au niveau national. Ces équipes s'appuient sur le plan d'urgence interne (PUI) complété notamment du guide d'intervention en accident grave et des guides d'action des équipes de crise.

L'ASN examine périodiquement les stratégies développées par EDF dans ces documents, en particulier dans le cadre des réexamens périodiques des réacteurs.



Pastilles de combustible.

2.3 Le combustible

2.3.1 Les évolutions de la gestion du combustible

en réacteur

Dans le but d'accroître la disponibilité et les performances des réacteurs en exploitation, EDF recherche et développe, avec les fabricants de combustible nucléaire, des améliorations à apporter aux combustibles et à leur utilisation en réacteur. Cette dernière, dite « gestion de combustible » est décrite au point 1.2.

L'ASN veille à ce que chaque évolution de gestion de combustible fasse l'objet d'une démonstration spécifique de la sûreté des réacteurs concernés. Lorsqu'une évolution du combustible ou de son mode de gestion amène EDF à modifier une méthode d'étude d'accident, celle-ci fait préalablement l'objet d'un examen et ne peut être mise en œuvre sans accord de l'ASN. Lorsque des évolutions importantes sont apportées à la gestion de combustible, leur mise en œuvre est encadrée par une décision de l'ASN.

2.3.2 La surveillance de l'état du combustible

en réacteur

Le comportement du combustible est un élément essentiel de la sûreté du cœur en situation de fonctionnement normal ou accidentel et sa fiabilité est primordiale. Ainsi, l'étanchéité des gaines des crayons de combustible, présents à raison de plusieurs dizaines de milliers dans chaque cœur et qui constituent la première barrière de confinement, fait l'objet d'une attention particulière. En fonctionnement normal, l'étanchéité est suivie par EDF par la mesure permanente de l'activité de radioéléments présents dans le circuit primaire. L'augmentation de cette activité au-delà de seuils prédéfinis est le signe d'une perte d'étanchéité des assemblages. Lors de l'arrêt, EDF a l'obligation de rechercher et d'identifier les assemblages contenant des crayons non étanches, dont le rechargement n'est pas permis. Si cette activité dans le circuit primaire devient trop élevée, les RGE imposent l'arrêt du réacteur avant la fin de son cycle normal.

L'ASN s'assure qu'EDF recherche et analyse les causes des pertes d'étanchéité observées, en particulier au moyen d'examens des crayons non étanches afin de déterminer l'origine des défaillances et de prévenir leur réapparition. Les actions préventives et correctives peuvent concerner la conception des crayons et des assemblages, leur fabrication ou les conditions d'exploitation des réacteurs. Par ailleurs, les conditions de manutention des assemblages, de chargement et de déchargement du cœur, ainsi que la prévention de la présence de corps étrangers dans les circuits et les piscines font également l'objet de dispositions d'exploitation dont certaines participent à la démonstration de sûreté et dont le respect par EDF est vérifié par l'ASN. L'ASN effectue en outre des inspections afin de contrôler

qu'EDF assure une surveillance adéquate de ses fournisseurs de combustible pour garantir que la conception et la fabrication de celui-ci sont réalisées dans le respect des règles fixées. Enfin, l'ASN consulte périodiquement le GPR sur les enseignements tirés du retour d'expérience de l'exploitation du combustible.

2.4 Les équipements sous pression

2.4.1 Le contrôle de la conception et de la fabrication des équipements sous pression nucléaires (ESPN)

L'ASN évalue la conformité aux exigences réglementaires des ESPN les plus importants pour la sûreté, dits « de niveau N1 ». Cette évaluation de la conformité concerne les équipements destinés aux nouvelles installations nucléaires (EPR de Flamanville 3) et les équipements de rechange destinés aux installations nucléaires en exploitation (générateurs de vapeur de remplacement notamment). L'ASN peut s'appuyer pour cette mission sur des organismes qu'elle habilite. Ces derniers peuvent être mandatés par l'ASN pour réaliser une partie des inspections sur les équipements de niveau N1 et sont chargés de l'évaluation de la conformité aux exigences réglementaires des équipements sous pression nucléaires moins importants pour la sûreté, dits « de niveau N2 ou N3 ». Le contrôle de l'ASN et des organismes habilités s'exerce aux différents stades de la conception et de la fabrication des ESPN. Il se traduit par un examen de la documentation technique de chaque équipement et par des inspections dans les ateliers des fabricants, ainsi que de leurs fournisseurs et sous-traitants. Cinq organismes ou organes d'inspection sont actuellement habilités par l'ASN pour l'évaluation de la conformité des ESPN : Apave SA, Asap, Bureau Veritas Exploitation, AIB Vinçotte International et l'organe d'inspection des utilisateurs d'EDF.

La majorité des inspections est réalisée par les organismes habilités, sous la surveillance de l'ASN. Les inspections réalisées par les organismes habilités ont représenté en 2016 :

- 10 141 inspections, dont 1 687 inspections documentaires concernant la conception, pour contrôler la fabrication des ESPN destinés au réacteur EPR de Flamanville 3, ce qui a représenté 14 639 hommes.jours ;
- 2 326 inspections, dont 233 inspections documentaires concernant la conception, pour contrôler la fabrication des équipements de rechange destinés aux circuits primaires et secondaires principaux des réacteurs électronucléaires en exploitation, ce qui a représenté 6 074 hommes.jours.

2.4.2 Le contrôle des circuits primaire et secondaires principaux

Les circuits primaire et secondaires principaux (CPP et CSP) des réacteurs fonctionnent à haute température et haute pression et contribuent au confinement



Épreuve hydraulique du circuit primaire du réacteur 4, centrale nucléaire de Cruas-Meysses, mai 2016.



Salle de contrôle de la centrale nucléaire de Cruas-Meysses.

des substances radioactives, au refroidissement et au contrôle de la réactivité.

La surveillance de l'exploitation de ces circuits est réglementée par l'arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression cité au point 3.6 du chapitre 3. Dans ce cadre, ces circuits font l'objet d'une surveillance et d'une maintenance périodique par EDF. Cette surveillance fait elle-même l'objet d'un contrôle de la part de l'ASN.

Ces circuits sont soumis à une requalification périodique réalisée tous les dix ans, qui comprend une visite complète des circuits impliquant des examens non destructifs, une épreuve hydraulique sous pression et une vérification du bon état et du bon fonctionnement des accessoires de protection contre les surpressions.

2.4.3 La surveillance des zones en alliage à base de nickel

Plusieurs parties des réacteurs à eau sous pression sont fabriquées en alliage à base de nickel. La résistance de ce type d'alliage à la corrosion généralisée ou par piqûres justifie son emploi. Cependant, dans les conditions de

fonctionnement des réacteurs, l'un des alliages retenus, l'Inconel 600, s'est révélé sensible au phénomène de corrosion sous contrainte. Ce phénomène particulier se produit en présence de contraintes mécaniques importantes. Il peut conduire à l'apparition de fissures, comme observé sur des tubes de générateur de vapeur dès le début des années 1980 ou, plus récemment en 2011, sur une pénétration de fond de cuve du réacteur 1 de la centrale nucléaire de Gravelines. Ces fissures conduisent l'exploitant à réparer les zones concernées ou à les isoler du reste du circuit afin d'éviter tout risque.

Sur demande de l'ASN, EDF a adopté une approche globale de surveillance et de maintenance pour les zones concernées. Plusieurs zones du circuit primaire en alliage Inconel 600 font ainsi l'objet d'un contrôle particulier. Pour chacune d'elles, le programme de contrôle en service, défini et mis à jour annuellement par l'exploitant, est soumis à l'ASN qui vérifie que les performances et la fréquence des contrôles mis en place sont satisfaisantes pour détecter les dégradations redoutées.

2.4.4 La surveillance de la résistance des cuves des réacteurs

La cuve est l'un des composants essentiels d'un réacteur à eau sous pression. Pour un réacteur de 900 MWe, sa hauteur est de 14 m, son diamètre de 4 m pour une épaisseur de 20 cm et sa masse est de 300 tonnes. Elle contient le cœur du réacteur ainsi que son instrumentation. En fonctionnement normal, la cuve est entièrement remplie d'eau, à une pression de 155 bars et à une température de 300 °C. Elle est composée d'acier ferritique, avec un revêtement interne en acier inoxydable.

Le contrôle régulier de l'état de la cuve est essentiel pour les deux raisons suivantes :

- la cuve est un composant dont le remplacement n'est pas envisagé, pour des raisons à la fois de faisabilité technique et de coût ;
- les conséquences de la rupture de cet équipement ne sont pas prises en compte dans les études de sûreté. C'est une des raisons pour lesquelles toutes les dispositions doivent être prises lors de la conception, de la fabrication et du fonctionnement afin de garantir sa tenue pendant toute la durée de vie du réacteur y compris en cas d'accident.

En fonctionnement normal, le métal de la cuve se fragilise lentement, sous l'effet des neutrons issus de la réaction de fission du cœur. Cette fragilisation rend en particulier la cuve plus sensible aux chocs thermiques sous pression ou aux montées brutales de pression à froid. Cette sensibilité est par ailleurs accrue en présence de défauts technologiques, ce qui est le cas pour quelques cuves qui présentent des défauts dus à la fabrication, sous leur revêtement en acier inoxydable.

L'ASN examine régulièrement les justifications de la tenue en service des cuves transmises par EDF afin de s'assurer qu'elles sont suffisamment conservatives.

Le Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GPESPN) a été consulté en fin d'année 2015 sur le dossier transmis par EDF qui justifie la tenue en service des cuves des réacteurs de 1 300 MWe après 30 ans d'exploitation. À l'issue de cette consultation, des justificatifs complémentaires ont été demandés à EDF dont les premiers éléments sont en cours d'examen.

Par ailleurs, EDF a transmis à l'ASN, mi-2016, un dossier justifiant la tenue en service des cuves des réacteurs de 900 MWe après 40 ans d'exploitation dont l'examen est en cours par l'IRSN et l'ASN.



COMPRENDRE

Les principes de la démonstration de tenue en service des cuves

La réglementation en vigueur impose notamment à l'exploitant :

- d'identifier les situations ayant un impact sur l'équipement ;
- de prendre des mesures afin de connaître l'effet du vieillissement sur les propriétés des matériaux ;
- de mettre en œuvre des moyens lui permettant de détecter suffisamment tôt des défauts préjudiciables à l'intégrité de la structure ;
- d'éliminer toute fissure détectée ou, en cas d'impossibilité, d'apporter une justification spécifique appropriée au maintien en l'état d'un tel type de défaut.

2.4.5 La surveillance de la maintenance

et le remplacement des générateurs de vapeur

Les GV sont composés de deux parties, l'une appartenant au CPP et l'autre au CSP. L'intégrité des principaux éléments constitutifs des GV est surveillée, tout particulièrement celle des tubes qui constitue le faisceau tubulaire. En effet, une dégradation du faisceau tubulaire (corrosion, usure, fissure...) peut créer une fuite du circuit primaire vers le circuit secondaire. De plus, la rupture d'un des tubes du faisceau conduirait à contourner l'enceinte de confinement du réacteur, qui constitue la troisième barrière de confinement. Les GV font l'objet d'un programme spécifique de surveillance en exploitation, établi par EDF, révisé périodiquement et examiné par l'ASN. À l'issue des contrôles, les tubes présentant des dégradations trop importantes sont bouchés pour être mis hors service.

L'encrassement des tubes et internes de la partie secondaire des générateurs de vapeur

Les GV ont tendance à s'encrasser au cours du temps en raison des produits de corrosion issus des échangeurs du circuit secondaire. Ceci se traduit par l'accumulation de boue molle ou dure en partie basse des GV, l'encrassement des parois des tubes et le colmatage des plaques entretoises qui soutiennent le faisceau tubulaire. Les produits de corrosion forment une couche de magnétite sur les surfaces des internes. Sur les tubes, la couche de dépôts (encrassement) diminue l'échange thermique. Au niveau des plaques entretoises, les dépôts empêchent la libre circulation du mélange eau-vapeur (colmatage), ce qui crée un risque d'endommagement des tubes et des structures internes et peut dégrader le fonctionnement global du GV.

En 2016, des niveaux d'encrassement très importants ont été décelés sur les GV de plusieurs réacteurs. Cette anomalie, qui avait été insuffisamment estimée par EDF, a conduit l'ASN à demander à EDF de mettre en œuvre une surveillance renforcée de ces équipements, et à prévoir rapidement le nettoyage chimique de ceux du réacteur 4 de la centrale de Cattenom.

Pour empêcher ou minimiser les effets de l'encrassement décrit ci-dessus, diverses solutions sont mises en place et permettent de limiter les dépôts métalliques : nettoyages chimiques préventifs ou nettoyages mécaniques (lançages à l'aide de jets hydrauliques), remplacement du matériau (laiton par acier inoxydable ou alliage de titane, plus résistants à la corrosion) de certains faisceaux tubulaires d'échangeurs du circuit secondaire et augmentation du pH conditionnant le circuit secondaire. Certaines de ces opérations nécessitent l'obtention d'une autorisation de rejet de produits de conditionnement.

Des échanges sont en cours entre EDF et l'ASN pour garantir l'absence de nocivité des produits employés au cours de certains nettoyages chimiques. Un risque de corrosion détecté sur des réacteurs ayant bénéficié de tels nettoyages en 2016 a nécessité la mise en œuvre de mesures de maintenance particulières.

Le remplacement des générateurs de vapeur

Depuis les années 1990, EDF conduit un programme de remplacement des générateurs de vapeur (RGV) constitués des faisceaux tubulaires les plus dégradés, dont en priorité ceux fabriqués en Inconel 600 non traités thermiquement (600 MA) puis ceux fabriqués en Inconel 600 traités thermiquement (600 TT).

La campagne de RGV dont le faisceau tubulaire est en 600 MA (soit 26 réacteurs) s'est achevée en 2015 avec celui du réacteur 3 de la centrale nucléaire du Blayais. Elle se poursuit par les remplacements des générateurs de vapeur dont le faisceau tubulaire est en Inconel traité thermiquement (600 TT). Les remplacements de générateurs de vapeur prévus en 2016 ont été reportés pour des

raisons diverses : écarts lors de la fabrication d'un générateur de vapeur destiné au réacteur 5 de Gravelines et chute d'un générateur de vapeur dans le réacteur 2 de Paluel (voir point 3.2).

2.4.6 Le contrôle des autres équipements

sous pression des réacteurs

L'ASN est également chargée du contrôle du respect par EDF de la réglementation applicable aux équipements sous pression non nucléaires exploités dans les centrales nucléaires. À ce titre, l'ASN réalise en particulier des audits et des visites de surveillance des services d'inspection des sites. Ces services sont chargés, sous la responsabilité de l'exploitant, de mettre en œuvre les actions d'inspection assurant la sécurité des équipements sous pression.

2.5 Les enceintes de confinement

Les enceintes de confinement font l'objet de contrôles et d'essais destinés à vérifier leur conformité aux exigences de sûreté. En particulier, leur comportement mécanique doit garantir une bonne étanchéité du bâtiment réacteur si la pression à l'intérieur de celui-ci venait à dépasser la pression atmosphérique, ce qui peut survenir dans certains types d'accident. C'est pourquoi ces essais comprennent, à la fin de la construction, puis lors des visites décennales, une montée en pression de l'enceinte interne avec une mesure de taux de fuite comme précisé à l'article 8.1.1 de l'arrêté INB du 7 février 2012.

2.6 La protection contre les événements naturels, les incendies et les explosions

2.6.1 La prévention des risques liés au séisme

Bien que la sismicité soit faible voire modérée en France, la prise en compte de ce risque par EDF dans la démonstration de sûreté de ses réacteurs fait l'objet d'une attention soutenue de la part de l'ASN étant donné les possibles conséquences de grande ampleur sur les installations en cas de séisme. Des dispositions parasismiques sont prises dès la conception des installations et sont réexaminées périodiquement au regard de l'évolution des connaissances et de la réglementation, à l'occasion des réexamens périodiques.

Les règles de conception

La règle fondamentale de sûreté (RFS) 2001-01 du 31 mai 2001 définit la méthodologie relative à la détermination du risque sismique pour les INB de surface (à l'exception des installations de stockage à long terme des déchets radioactifs).

Cette RFS est complétée par un guide de l'ASN de 2006, qui définit des méthodes de calcul acceptables pour l'étude du comportement sismique des bâtiments nucléaires et d'ouvrages particuliers comme les digues, les galeries et canalisations enterrées, les soutènements ou les réservoirs.

La conception des bâtiments et matériels importants pour la sûreté des centrales nucléaires doit ainsi leur permettre de résister à des séismes d'intensité supérieure aux plus forts séismes connus survenus dans la région du site. Les centrales nucléaires d'EDF sont ainsi dimensionnées à des niveaux de séisme intégrant les spécificités géologiques locales de chacune d'entre elles.

Les réévaluations sismiques

Dans le cadre des réexamens périodiques, la réévaluation sismique consiste à vérifier la pertinence du dimensionnement sismique de l'installation en tenant compte du progrès des connaissances relatives à la sismicité de la région du site ou aux méthodes d'évaluation du comportement sismique des éléments de l'installation. Les enseignements tirés du retour d'expérience des séismes intervenus à l'étranger sont également analysés et intégrés dans ce cadre.

Les études menées dans le cadre du réexamen périodique associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (VD3-900) ont conduit à définir des renforcements de matériels ou de structures qui sont mis en œuvre à l'occasion des visites décennales.

L'évolution des connaissances a conduit EDF à réévaluer l'aléa sismique dans le cadre du réexamen périodique associé :

- aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe (VD3-1300) ;
- aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (VD4-900) ;
- aux deuxièmes visites décennales des réacteurs de 1 450 MWe (VD2-N4).

L'ASN considère que les niveaux d'aléa sismique déterminés par EDF sont acceptables, à l'exception de ceux concernant les centrales nucléaires de Saint-Alban, Fessenheim, Chinon et Chooz, qui sont trop faibles au regard de l'état des connaissances. L'ASN a donc demandé à EDF :

- de réévaluer les spectres sismiques des sites de Saint-Alban, Fessenheim, Chinon et Chooz pour tenir compte des incertitudes ;
- de définir un programme de travail de vérification de la tenue des matériels et des ouvrages de génie civil et de mettre en œuvre les éventuels renforcements sismiques nécessaires dans le cadre des réexamens périodiques.

Les séismes extrêmes

À la suite de l'accident de Fukushima, l'ASN a prescrit à EDF de définir et mettre en œuvre un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans

des situations extrêmes comparables, dans le contexte français, à celle survenue le 11 mars 2011 au Japon. Ce « noyau dur » devra notamment être dimensionné pour résister à un séisme d'une ampleur exceptionnelle dépassant les niveaux retenus lors de la conception ou du réexamen périodique des installations. Dans le cadre de la définition de ce niveau de séisme exceptionnel, l'ASN a demandé à EDF de compléter la démarche déterministe de définition de l'aléa sismique par une approche probabiliste, afin de se rapprocher des meilleures pratiques connues au niveau international (voir point 3.1). L'ASN s'est positionnée en juillet 2016 sur les niveaux de séisme « extrêmes » proposés par EDF pour ses sites et a formulé quelques demandes de compléments. L'ASN a notamment demandé à EDF de prendre des marges supplémentaires sur les niveaux de séisme extrêmes qu'il prend en compte pour les sites de Bugey, Cruas, Blayais, Belleville et Chinon. L'ASN a également demandé à EDF de mener des investigations complémentaires sur les « effets de site » possibles liés à la configuration géologique particulière des centrales de Gravelines, Tricastin, Belleville, Golfech, Blayais et Fessenheim.

2.6.2 L'élaboration des règles de protection

contre les inondations

L'inondation partielle de la centrale nucléaire du Blayais en décembre 1999 a amené les exploitants, sous le contrôle de l'ASN, à réévaluer la sûreté des INB existantes face à ce risque dans des conditions plus sévères qu'auparavant et à effectuer de nombreuses améliorations de la sûreté selon un calendrier proportionné aux enjeux. Conformément aux prescriptions de l'ASN, EDF a achevé les travaux requis sur l'ensemble du parc électronucléaire fin 2014.

En parallèle, pour s'assurer d'une prise en compte plus exhaustive et plus robuste du risque d'inondation, dès la conception des installations, l'ASN a publié en 2013 le guide n° 13 relatif à la protection des INB contre les inondations externes. Pour les installations existantes, l'ASN a demandé à EDF, en 2014, de prendre en compte les recommandations du guide sur l'ensemble de ses réacteurs.

À l'issue des évaluations complémentaires de sûreté (ECS) réalisées après l'accident de la centrale de Fukushima, l'ASN a considéré qu'en matière de protection contre les inondations, les exigences résultant de la réévaluation complète conduite à la suite de l'inondation de la centrale nucléaire du Blayais en 1999 permettaient de conférer aux centrales nucléaires un haut niveau de protection contre le risque d'inondation externe. Toutefois, l'ASN a pris plusieurs décisions en juin 2012 pour demander aux exploitants :

- de renforcer la protection des centrales nucléaires face à certains aléas comme les pluies de forte intensité et les inondations induites par un séisme ;
- de définir et de mettre en place un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes, notamment en

cas d'inondation au-delà du référentiel de dimensionnement (voir point 3.1).

L'ASN s'est positionnée en juillet 2016 sur les niveaux d'aléas à considérer pour le dimensionnement du noyau dur et a formulé quelques demandes de compléments touchant à la définition des crues extrêmes.

2.6.3 La prévention des risques liés à la canicule et à la sécheresse

Au cours des événements caniculaires de ces dernières décennies, certains cours d'eau nécessaires au refroidissement de centrales nucléaires ont connu une réduction de leur débit et un échauffement significatifs.

Par ailleurs, des augmentations notables de température ont été relevées dans certains locaux des centrales nucléaires abritant des équipements sensibles à la chaleur.

EDF a pris en compte ce retour d'expérience et a engagé des études de réévaluation du fonctionnement de ses installations dans des conditions de températures de l'air et de l'eau plus sévères que celles retenues initialement à la conception. En parallèle du développement de ce référentiel de sûreté relatif aux situations dites de « grands chauds », EDF a engagé le déploiement de modifications prioritaires (telles que l'augmentation de la capacité de certains échangeurs) et mis en place des pratiques d'exploitation qui optimisent la capacité de refroidissement des équipements et améliorent la tenue des matériels sensibles aux températures élevées.

L'ASN a donné son accord en 2012 à la déclinaison du référentiel aux réacteurs de 900 MWe et à l'intégration des modifications qui en découlent. L'ASN a également demandé à EDF de prendre en compte ses remarques formulées lors de cette instruction pour l'élaboration et la déclinaison des référentiels des autres types de réacteurs similaires.

Dans le cadre du réexamen périodique des réacteurs de 1 300 MWe, EDF a engagé un programme de modification de ses installations visant à se prémunir des effets d'épisodes de fortes chaleurs. Il est notamment prévu d'améliorer la capacité de certains systèmes de refroidissement de matériels requis pour la démonstration de sûreté nucléaire.

EDF a également engagé un programme de veille afin d'anticiper les évolutions du climat qui pourraient remettre en cause les hypothèses retenues dans ses référentiels « grands chauds ».

Le retour d'expérience des événements caniculaires de 2015 et 2016 et leurs effets sur les installations seront intégrés aux études prévues pour les réexamens périodiques associés aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (VD4-900). Les conclusions de

ces études pourront, le cas échéant, être prises en compte lors de la révision des études relatives aux autres types de réacteurs.

Les centrales nucléaires sont à l'origine de rejets d'effluents chauds dans les cours d'eau ou dans la mer, soit de manière directe pour les centrales fonctionnant en circuit dit « ouvert », soit après refroidissement de ces effluents par passage dans des aérorefrigérants permettant une évacuation partielle des calories dans l'atmosphère. Les rejets thermiques des centrales conduisent à une élévation de la température entre l'amont et l'aval du rejet qui peuvent aller, suivant les réacteurs, de quelques dixièmes de degrés à plusieurs degrés. Ces échauffements sont réglementés par des décisions de l'ASN.

Depuis 2006, des modifications ont été intégrées à ces décisions pour définir à l'avance les modalités de fonctionnement des centrales nucléaires dans des conditions climatiques exceptionnelles conduisant à un échauffement significatif des cours d'eau. Ces dispositions particulières ne sont néanmoins applicables que si la sécurité du réseau électrique français est en jeu.

2.6.4 La prise en compte du risque d'incendie

Les centrales nucléaires, comme les autres installations nucléaires de base, sont soumises à la décision de l'ASN n° 2014-DC-0417 du 28 janvier 2014 relative à la maîtrise des risques liés à l'incendie.

La prise en compte du risque d'incendie dans les centrales nucléaires repose sur le principe de défense en profondeur fondé sur les trois niveaux que sont la conception des installations, la prévention et la lutte contre l'incendie.

Des règles de conception doivent empêcher l'extension d'un incendie et en limiter les conséquences ; elles reposent principalement sur la « sectorisation incendie ». Il s'agit d'un découpage de l'installation en secteurs conçus pour circonscrire le feu dans un périmètre donné et délimités par des éléments (portes, murs et clapets coupe-feu) présentant une durée de résistance au feu spécifiée. Elle a notamment pour objectif d'éviter la transmission d'un incendie à deux matériels assurant de manière redondante une fonction fondamentale de sûreté.

La prévention consiste principalement à :

- veiller à ce que la nature et la quantité de matières combustibles dans les locaux restent en deçà des hypothèses retenues pour la sectorisation ;
- identifier et analyser les risques d'incendie pour prendre les mesures permettant de les éviter. En particulier, pour tous les travaux susceptibles de créer un incendie, un « permis de feu » doit être établi et des dispositions de protection mises en œuvre.

Enfin, la détection des départs de feu et la lutte contre un incendie doivent permettre l'attaque d'un feu et sa maîtrise en vue de son extinction dans des délais compatibles avec la durée de résistance au feu des éléments de sectorisation.

L'ASN contrôle la prise en compte du risque incendie dans les centrales nucléaires en se fondant notamment sur l'analyse des référentiels de sûreté de l'exploitant, le suivi des événements significatifs qu'il déclare et les inspections réalisées sur les sites.

2.6.5 La prise en compte des risques d'explosion

Une explosion peut endommager des éléments essentiels au maintien de la sûreté ou conduire à une rupture du confinement et à la dispersion de matières radioactives dans l'installation, voire dans l'environnement. Des dispositions doivent donc être mises en œuvre par l'exploitant pour protéger les parties sensibles de l'installation contre l'explosion.

L'ASN contrôle ces mesures de prévention et de surveillance et veille particulièrement à la prise en compte du risque d'explosion dans le référentiel et l'organisation d'EDF. L'ASN s'assure également du respect de la réglementation « atmosphères explosives » (ATEX) pour la protection des travailleurs.

2.7 La maintenance et les essais

2.7.1 Le contrôle des pratiques de maintenance

L'ASN considère que la maintenance préventive constitue une ligne de défense essentielle pour maintenir la conformité d'une installation à son référentiel de sûreté.

Afin d'améliorer la fiabilité des équipements participant à la sûreté mais aussi la performance industrielle, EDF cherche à optimiser ses activités de maintenance à la lumière des meilleures pratiques de l'industrie et des exploitants étrangers de centrales nucléaires.

Ainsi, EDF a annoncé en 2010 à l'ASN son intention de déployer une nouvelle méthodologie de maintenance, dénommée AP-913, développée par les exploitants américains. Le principal intérêt de cette méthode est de rendre les matériels plus fiables grâce à leur suivi en service afin d'améliorer la maintenance préventive et grâce à la mutualisation entre les centrales des bonnes pratiques de maintenance.

La déclinaison de la méthodologie de maintenance AP-913 repose sur la mise en œuvre de six processus suivants :

- l'identification des matériels critiques et la détermination des programmes de maintenance et de suivi associés ;
- la définition des exigences de suivi et de maintenance des matériels ;

- l'analyse des performances des matériels et systèmes ;
- la définition et le pilotage des actions correctives ;
- l'amélioration continue des référentiels et du pilotage de la fiabilité ;
- la gestion du cycle de vie des matériels.

Si elle n'a pas d'objection à l'utilisation de cette méthode, l'ASN considère toutefois que des actions volontaristes doivent être engagées auprès des centrales pour permettre sa bonne mise en œuvre et assurer son efficacité. En particulier, EDF doit encadrer davantage la mise en œuvre de la méthodologie de maintenance AP-913 sur ses différentes centrales et allouer à cette mission les effectifs nécessaires. Par ailleurs, EDF doit s'assurer que l'ensemble des intervenants respectent les méthodes préconisées pour le renseignement des indicateurs de suivi des matériels, la préparation, la réalisation et le compte rendu des visites de terrain et la traçabilité des décisions de maintenance.

2.7.2 Le contrôle des programmes d'essais

Les éléments importants pour la protection des personnes et de l'environnement, identifiés par l'exploitant, font l'objet d'une qualification visant à garantir leur capacité à assurer les fonctions qui leur sont assignées vis-à-vis des sollicitations et conditions d'ambiance associées aux situations dans lesquelles ils sont nécessaires. Les essais périodiques contribuent à la vérification de la pérennité de cette qualification et permettent de s'assurer régulièrement de leur disponibilité dans les conditions où ils sont requis. Les règles associées constituent le chapitre IX des règles générales d'exploitation. Ces règles fixent la nature des contrôles techniques, leurs fréquences et les critères associés, dont l'accomplissement permet périodiquement de vérifier le respect des exigences de qualification.

L'ASN s'assure que les contrôles techniques périodiques relatifs aux éléments importants mentionnés ci-dessus sont pertinents et qu'ils font l'objet d'une amélioration continue. Elle vérifie aussi qu'ils sont exécutés conformément aux RGE.

2.7.3 L'emploi de méthodes de contrôle performantes

appliquées aux équipements sous pression des circuits

primaire et secondaires principaux

L'arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux des réacteurs nucléaires à eau sous pression spécifie dans son article 8 que les procédés d'essais non destructifs employés pour le suivi en service des équipements sous pression des circuits primaire et secondaires principaux des réacteurs nucléaires doivent faire l'objet, préalablement à leur première utilisation, d'une qualification prononcée par une entité composée d'experts internes et externes à EDF dont la compétence

et l'indépendance sont vérifiées par le Comité français d'accréditation.

La qualification permet de garantir que la méthode d'examen atteint effectivement les performances prévues et décrites dans un cahier des charges précis.

En raison des risques radiologiques associés à la radiographie, les contrôles ultrasonores sont privilégiés, sous réserve de performances de contrôle équivalentes.

À ce jour, plus de 90 méthodes de contrôle sont qualifiées dans le cadre des programmes d'inspection en service. De nouvelles méthodes de contrôle sont en cours de développement et de qualification pour répondre à de nouveaux besoins.

Concernant le réacteur EPR de Flamanville, la quasi-totalité des procédés nécessaires ont été qualifiés en amont de la visite complète initiale (VCI) du circuit primaire principal et des circuits secondaires principaux.

Les principaux points du contrôle réalisé par l'ASN portent :

- en phase de préparation de l'arrêt, sur la conformité du programme d'arrêt du réacteur au référentiel applicable. L'ASN demande le cas échéant des compléments à ce programme ;
- pendant l'arrêt, à l'occasion d'inspection et de points d'information réguliers, sur la mise en œuvre du programme et sur le traitement des aléas rencontrés ;
- 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. À l'issue de ce contrôle, l'ASN donne ou non son accord au redémarrage du réacteur ;
- après le redémarrage du réacteur, sur les résultats de l'ensemble des essais réalisés au cours de l'arrêt et en phase de redémarrage.

L'ensemble de ces dispositions est prévu par la décision n° 2014-DC-0444 de l'ASN du 15 juillet 2014 relative aux arrêts et redémarrages des réacteurs à eau sous pression.

Les réacteurs doivent être arrêtés périodiquement pour renouveler le combustible qui s'épuise pendant le cycle de fonctionnement. À chaque arrêt, un tiers ou un quart du combustible est renouvelé.

Ces arrêts rendent momentanément accessibles certaines parties de l'installation qui ne le sont pas pendant son fonctionnement. Ils sont donc mis à profit pour vérifier l'état de l'installation en réalisant des opérations de contrôle, d'essais et de maintenance, ainsi que pour mettre en œuvre les modifications programmées sur l'installation.

Ces arrêts pour renouvellement du combustible peuvent être de plusieurs types :

- arrêt pour simple rechargement (ASR) et arrêt pour visite partielle (VP) : d'une durée de quelques semaines, ces arrêts sont consacrés au renouvellement d'une partie du combustible et à la réalisation d'un programme de vérification et de maintenance, plus important lors d'une VP que lors d'un ASR ;
- arrêt pour visite décennale (VD) : il s'agit d'un arrêt faisant l'objet d'un programme de vérification et de maintenance approfondi. Ce type d'arrêt, qui dure plusieurs mois et intervient tous les dix ans, est également l'occasion pour l'exploitant de procéder à des opérations lourdes telles que la visite complète et l'épreuve hydraulique du circuit primaire, l'épreuve de l'enceinte de confinement ou l'intégration des évolutions de conception décidées dans le cadre des réexamens périodiques.

Ces arrêts sont planifiés et préparés par l'exploitant plusieurs mois à l'avance. L'ASN contrôle les dispositions prises par l'exploitant pour garantir la sûreté et la radioprotection pendant l'arrêt, ainsi que la sûreté du fonctionnement pour le ou les cycles à venir.

Les opérations de maintenance des réacteurs français sont en grande partie sous-traitées par EDF à des entreprises extérieures, dont l'effectif global représente environ 20 000 personnes. EDF motive le recours à la sous-traitance par le besoin de recourir à des compétences pointues ou rares et par la forte saisonnalité des arrêts de réacteurs et donc le besoin d'absorber les pics de charge.

Le choix par l'exploitant de recourir à la sous-traitance ne doit pas remettre en cause les compétences techniques que l'exploitant nucléaire doit conserver pour exercer sa responsabilité en matière de sûreté et être en mesure de surveiller effectivement la qualité des travaux effectués par les sous-traitants. Une sous-traitance mal maîtrisée est en effet susceptible de conduire à une mauvaise qualité du travail réalisé et d'avoir un impact négatif sur la sûreté de l'installation et la radioprotection des intervenants (les sous-traitants recevant une grande partie de la dose de rayonnements ionisants liée aux travaux effectués sur l'ensemble des réacteurs : voir point 4.1.4). De telles conséquences peuvent notamment résulter de l'emploi de personnels insuffisamment compétents, d'une surveillance insuffisante des prestataires par l'exploitant ou de conditions de travail dégradées.

Ainsi, si le choix d'externalisation de certaines activités relève de la stratégie attachée à la politique industrielle d'EDF, les conditions de recours à la sous-traitance doivent être telles que l'exploitant conserve à tout moment l'entière maîtrise et la responsabilité de la sûreté de ses installations. La réglementation encadrant le recours à la sous-traitance a évolué en 2016 (voir chapitre 3, point 3.1.3).

Par ailleurs, du fait du nombre important des réacteurs nucléaires exploités par EDF, les choix d'externalisation réalisés par cette entreprise ont un impact structurant sur le tissu industriel spécialisé dans les fournitures et la maintenance nucléaire. L'exploitant doit également veiller à la disponibilité d'un nombre suffisant de prestataires disposant de la compétence requise pour assurer les opérations de maintenance nécessaires au maintien du niveau de sûreté des réacteurs.

Un système de qualification préalable des prestataires a été mis en place par EDF. Il repose sur une évaluation du savoir-faire technique et de l'organisation des entreprises sous-traitantes. Ses principes sont décrits dans la « charte de progrès et de développement durable », signée entre EDF et ses principaux prestataires. En 2013, la filière nucléaire française a défini un « cahier des charges social » applicable aux prestations de services et de travaux réalisées sur une installation nucléaire. EDF transpose ce cahier des charges social dans ses marchés de sous-traitance pour les réacteurs en fonctionnement depuis juillet 2013.

L'ASN réalise des inspections sur les conditions dans lesquelles se déroule la sous-traitance chez EDF. L'ASN contrôle, en particulier, la mise en œuvre et le respect

par EDF d'une démarche permettant d'assurer la qualité des activités sous-traitées : le choix des entreprises, la surveillance des interventions, la prise en compte du retour d'expérience et l'adaptation des ressources au volume de travail à réaliser. Au titre de ses missions d'inspection du travail, l'ASN veille aussi à la protection des travailleurs, notamment au respect des règles en matière de santé et sécurité, au respect de la durée des temps de travail et de repos, et vérifie la licéité des contrats de prestations de service en appréciant en particulier l'autonomie des sous-traitants par rapport à leurs donneurs d'ordre pour la réalisation des prestations.

2.8.2 La correction des écarts

Les contrôles engagés à l'initiative d'EDF et les vérifications additionnelles demandées par l'ASN peuvent conduire à la détection d'écarts par rapport aux exigences définies², qui doivent alors être traités. Ces écarts peuvent avoir diverses origines : problèmes de conception, défauts de réalisation lors de la construction, maîtrise insuffisante des opérations de maintenance, dégradations dues au vieillissement...

Les actions de détection et de correction des écarts, dont l'accomplissement est prescrit par l'arrêté INB du 7 février 2012, jouent un rôle important pour le maintien du niveau de sûreté des installations.

Les vérifications « au fil de l'eau »

La réalisation des programmes d'essais périodiques et de maintenance préventive sur les matériels et les systèmes contribue à identifier les écarts. Les visites de routine sur le terrain constituent également un moyen efficace de découverte de défauts.

Les vérifications lors des arrêts de réacteur

EDF met à profit les arrêts de réacteur nucléaire pour réaliser les travaux de maintenance et des contrôles qui ne peuvent pas être accomplis lorsque le réacteur est en fonctionnement. Ces opérations permettent prioritairement de résorber les écarts déjà connus mais ils conduisent aussi à en détecter de nouveaux. Avant chaque redémarrage du réacteur, l'ASN demande à EDF d'identifier les écarts non résorbés, de mettre en œuvre les dispositions compensatoires adaptées et de justifier l'acceptabilité de ces écarts au plan de la protection des personnes et de l'environnement pour le cycle de fonctionnement à venir.

2. L'arrêté INB du 7 février 2012 définit la notion d'écart comme le « non-respect d'une exigence définie, ou non-respect d'une exigence fixée par le système de management intégré de l'exploitant susceptible d'affecter les dispositions mentionnées au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement ».



COMPRENDRE

Les exigences définies

L'arrêté INB du 7 février 2012 dispose qu'une exigence définie est une « exigence assignée à un élément important pour la protection (EIP), afin qu'il remplisse avec les caractéristiques attendues la fonction prévue dans la démonstration mentionnée au deuxième alinéa de l'article L. 593-7 du code de l'environnement ou à une activité importante pour la protection (AIP) afin qu'elle réponde à ses objectifs vis-à-vis de cette démonstration ».

Pour les EIP, ces exigences peuvent notamment porter sur :

- les caractéristiques des matériaux constitutifs ;
- les procédés de fabrication, d'assemblage, de montage et de réparation ;
- les grandeurs physiques et critères caractéristiques de la performance de l'EIP.

Pour les AIP, les exigences peuvent notamment porter sur :

- les compétences nécessaires pour l'accomplissement de l'activité ;
- les habilitations nécessaires, le cas échéant ;
- les contrôles et points d'arrêt ;
- les équipements et matériels requis pour permettre l'exécution de l'activité dans le respect des exigences réglementaires, voire contractuelles, de façon à garantir le respect de la démonstration de sûreté.

Les vérifications décennales : les examens de conformité

EDF réalise des réexamens périodiques des réacteurs nucléaires tous les dix ans conformément à la réglementation (voir point 2.9.4). EDF compare alors l'état réel des installations aux exigences de sûreté qui leur sont applicables et répertorie les éventuels écarts. Ces vérifications peuvent être complétées par un programme d'investigations complémentaires dont le but est de contrôler des parties de l'installation qui ne bénéficient pas d'un programme de maintenance préventive.

Les modalités d'information de l'ASN et du public

Lorsqu'un écart est détecté, EDF, comme tout exploitant d'INB, est tenu d'en évaluer les impacts sur la sûreté nucléaire, la radioprotection ou la protection de l'environnement. S'il y a lieu, EDF transmet alors à l'ASN une déclaration d'événement significatif. Les événements ainsi déclarés font l'objet, à partir du niveau 1 sur l'échelle INES, d'une information du public sur le site www.asn.fr.

Les exigences de l'ASN en matière de remise en conformité

L'ASN a publié le 6 janvier 2015 le guide n° 21 relatif au traitement des écarts de conformité à une exigence définie pour les EIP. Ce guide est applicable à tout écart affectant un EIP qui assure une fonction nécessaire à la démonstration de sûreté nucléaire pour les risques d'accidents radiologiques d'un réacteur à eau sous pression.

Il expose les attentes de l'ASN en matière de résorption des écarts de conformité et présente la démarche attendue de l'exploitant en application du principe de proportionnalité. Celle-ci s'appuie notamment sur une évaluation des conséquences potentielles ou avérées de tout écart identifié et sur la capacité de l'exploitant à garantir la maîtrise du réacteur en cas d'accident par la mise en œuvre de dispositions compensatoires adaptées.

2.8.3 L'examen des événements et du retour d'expérience

Le retour d'expérience constitue une source d'amélioration continue pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement. EDF est tenue de déclarer à l'ASN les événements significatifs survenant dans ses centrales nucléaires selon les critères de déclaration prédéfinis (voir chapitre 4, point 3.3.1). Chaque événement significatif fait l'objet d'un classement par l'ASN sur l'échelle internationale de gravité des événements nucléaires, l'échelle INES, qui compte huit niveaux gradués de 0 à 7.

L'ASN contrôle la manière dont EDF organise et exploite le retour d'expérience des événements significatifs et des événements survenus à l'étranger. Elle examine aux niveaux



COMPRENDRE

Le traitement des écarts

L'écart est un non-respect d'une exigence définie ou d'une exigence fixée par le système de management intégré de l'exploitant. Un écart peut ainsi affecter une structure, un système ou un composant de l'installation. Il peut aussi porter sur le respect d'un document d'exploitation ou sur une organisation. La réglementation impose à l'exploitant d'identifier l'ensemble des écarts affectant ses installations et de procéder à leur traitement. Les activités attachées au traitement des écarts sont des activités importantes pour la protection des intérêts (qui sont la sécurité, la santé et la salubrité publiques ou la protection de la nature et de l'environnement telles que mentionnées à l'article L. 593-1 du code de l'environnement). Elles sont donc soumises à des exigences de contrôle et de surveillance dont la mise en œuvre est régulièrement contrôlée par l'ASN.

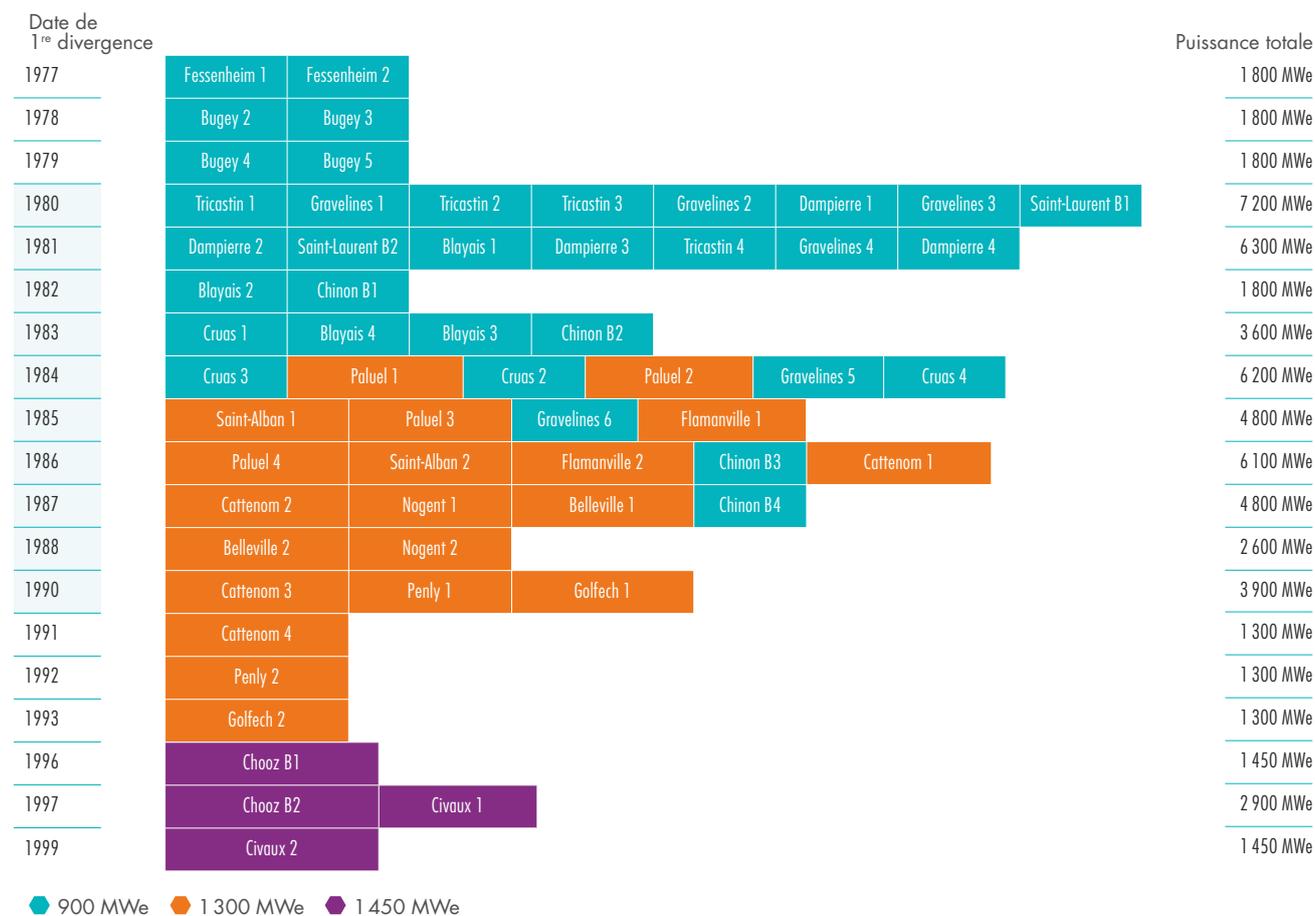
local et national l'ensemble des événements significatifs déclarés (la synthèse de leur analyse pour l'année 2016 figure au point 4.1.6). Les événements significatifs jugés notables du fait de leur caractère récurrent ou générique font l'objet d'une analyse approfondie avec l'appui de l'IRSN. Lors d'inspections dans les centrales nucléaires et les services centraux d'EDF, l'ASN contrôle l'organisation de l'exploitant et les actions menées en matière de traitement des événements significatifs et de prise en compte du retour d'expérience. Enfin, à la demande de l'ASN, le GPR examine périodiquement le retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs à eau sous pression.

2.9 La poursuite du fonctionnement des centrales nucléaires

Si la réglementation encadrant le fonctionnement des centrales nucléaires en France ne fixe pas de limitation dans le temps à leur autorisation d'exploitation, l'article L. 593-18 du code de l'environnement dispose que l'exploitant procède à un réexamen périodique de chaque réacteur tous les dix ans.

2.9.1 L'âge des centrales nucléaires

Les centrales nucléaires actuellement en fonctionnement en France ont été construites sur une période de temps assez courte : 45 réacteurs représentant près de 50 000 MWe, soit les trois quarts de la puissance délivrée par l'ensemble des réacteurs électronucléaires français, ont été mis en service entre 1980 et 1990 et sept réacteurs, représentant 10 000 MWe supplémentaires, entre 1991 et 2000. En décembre 2016, la moyenne d'âge

PYRAMIDE DES ÂGES des réacteurs électronucléaires français (parc électronucléaire en France fin 2016 ; par date de 1^{re} divergence ; puissance par réacteur)


Source: ASN

des réacteurs, calculée à partir des dates de première divergence, se répartit comme suit :

- 35 ans pour les 34 réacteurs de 900 MWe ;
- 29 ans pour les 20 réacteurs de 1 300 MWe ;
- 19 ans pour les quatre réacteurs de 1 450 MWe.

2.9.2 Les principaux enjeux de la maîtrise

du vieillissement

Comme toutes les installations industrielles, les centrales nucléaires sont sujettes au vieillissement. L'ASN s'assure qu'EDF prend en compte, en cohérence avec sa stratégie générale d'exploitation et de maintenance, les phénomènes liés au vieillissement afin de maintenir un niveau de sûreté satisfaisant des installations pendant toute leur durée de fonctionnement.

Pour appréhender le vieillissement d'une centrale nucléaire, au-delà du simple délai écoulé depuis sa mise en service, un certain nombre de facteurs doivent être pris en compte, notamment l'existence de phénomènes physiques qui peuvent dégrader les caractéristiques des équipements en fonction de leur usage ou de leurs conditions d'utilisation.

Les dégradations des matériels remplaçables

Le vieillissement des équipements résulte de phénomènes tels que le durcissement de certains aciers sous l'effet de l'irradiation ou de la température, le gonflement de certains bétons, le durcissement des polymères, la corrosion des métaux... Ces dégradations sont généralement prises en compte dès la conception et la fabrication des installations puis dans un programme de surveillance et de maintenance préventive, voire de réparation ou de remplacement si nécessaire.

La durée de vie des équipements non remplaçables

Les équipements non remplaçables tels que la cuve (voir point 2.4.4) et l'enceinte de confinement (voir point 2.5) font l'objet d'une étroite surveillance afin de vérifier que leur vieillissement est conforme à celui anticipé et que leurs caractéristiques mécaniques restent dans des limites où le bon comportement de ces équipements est garanti.

L'obsolescence des équipements ou de leurs composants

Certains équipements, avant d'être installés dans les centrales nucléaires, ont fait l'objet d'un processus de

« qualification » visant à s'assurer de leur capacité à remplir leurs fonctions dans les conditions de sollicitation et d'ambiance correspondant aux situations d'accident pour lesquelles ils sont nécessaires. La disponibilité des pièces de rechange pour ces équipements est fortement conditionnée par l'évolution du tissu industriel des fournisseurs, l'arrêt de la fabrication de certains composants ou la disparition de leur constructeur pouvant conduire à des difficultés d'approvisionnement. En préalable à leur montage, EDF doit vérifier que les nouvelles pièces de rechange différentes des pièces d'origine ne remettent pas en cause la « qualification » des équipements sur lesquels elles seront installées. Compte tenu de la longueur de cette procédure, une forte anticipation est nécessaire de la part d'EDF.

2.9.3 La prise en compte par EDF du vieillissement des équipements

La démarche mise en place par EDF pour s'assurer de la maîtrise du vieillissement de ses installations s'appuie sur trois points :

- anticiper le vieillissement dès la conception : à la conception et lors de la fabrication des composants, le choix des matériaux et les dispositions d'installation doivent être adaptés aux conditions d'exploitation prévues et tenir compte des cinétiques de dégradation connues ou supposées ;
- surveiller l'état réel de l'installation : au cours de l'exploitation, d'autres phénomènes de dégradation que ceux prévus à la conception peuvent être découverts. Les programmes de surveillance périodique et de maintenance préventive, les programmes d'investigations complémentaires ou encore l'examen du retour d'expérience (voir points 2.7.1, 2.8.2 et 2.8.3) doivent permettre de détecter ces phénomènes de manière suffisamment anticipée ;
- réparer, rénover ou remplacer les équipements : compte tenu des contraintes d'exploitation que de telles opérations de maintenance courante ou exceptionnelle sont susceptibles de créer, surtout lorsqu'elles ne sont réalisables qu'en période d'arrêt des réacteurs, EDF doit chercher à les anticiper pour tenir compte des délais d'approvisionnement des nouveaux composants, du temps de préparation et de réalisation de l'intervention, des risques d'obsolescence de composants et de perte de compétences techniques des intervenants.

À la demande de l'ASN, EDF a établi une méthodologie de maîtrise du vieillissement pour ses réacteurs au-delà de trente ans de fonctionnement dont l'objectif est de démontrer leur aptitude à poursuivre leur fonctionnement jusqu'à leur quatrième visite décennale dans des conditions de sûreté satisfaisantes, d'une part, au regard de la connaissance et de la maîtrise des mécanismes et des cinétiques des modes d'endommagement associés au vieillissement, d'autre part, au vu de l'état des installations lors de leur troisième visite décennale (VD3).

Cette méthodologie comporte une première phase générique qui vise à se prononcer sur la prise en compte du vieillissement pour un type de réacteurs similaires. Dans un deuxième temps, à l'occasion de la VD3 de chaque réacteur de ce type de réacteurs similaires, un dossier de synthèse spécifique au réacteur est élaboré afin de démontrer la maîtrise du vieillissement des équipements et l'aptitude à la poursuite du fonctionnement du réacteur pendant la période décennale suivant sa VD3.

Dans la perspective envisagée par EDF d'une poursuite du fonctionnement des réacteurs au-delà de 40 ans, la maîtrise du vieillissement, en particulier des équipements dont l'intégrité est indispensable à la sûreté (tels que la cuve du réacteur – voir point 2.4.4 – et son enceinte de confinement – voir point 2.5), et la gestion de l'obsolescence sont essentielles au maintien d'un niveau de sûreté satisfaisant (voir point 3.2). L'ASN considère que la démarche mise en place par EDF, tant au niveau générique que pour chaque réacteur, répond majoritairement à ses attentes mais doit être complétée afin, en particulier :

- d'identifier les vulnérabilités possibles des processus industriels de remplacement de composants, y compris en cas d'aléa d'exploitation survenant sur les réacteurs et de proposer les actions permettant d'améliorer la robustesse de ces processus ;
- d'apporter une justification robuste de la tenue mécanique des cuves au-delà de leur quatrième visite décennale.

Cette démarche, en cours d'instruction avec l'IRSN, sera examinée début 2018 par les GPR et GPESPN.

Par ailleurs, le sujet de la maîtrise du vieillissement fera l'objet de la première revue thématique (*topical peer review*) prévue par la directive 2014/87/Euratom amendant la directive de 2009 pour prendre en compte les leçons de l'accident de la centrale de Fukushima. Cette directive instaure une évaluation par les pairs, tous les six ans, d'un aspect technique lié à la sûreté nucléaire de leurs installations nucléaires. Les modalités de cette revue sont définies par le groupe ENSREG (*European Nuclear Safety Regulators Group*) (voir chapitre 7, point 1.1) placé auprès de la Commission européenne.

2.9.4 Le réexamen périodique

Conformément aux dispositions de l'article L. 593-18 du code de l'environnement, EDF doit procéder tous les dix ans au réexamen périodique de ses réacteurs, qui comporte les deux volets suivants :

- la vérification de l'état de l'installation et de sa conformité : cette étape vise à vérifier la situation de l'installation au regard des règles qui lui sont applicables. Elle s'appuie sur un ensemble de contrôles et d'essais complémentaires à ceux réalisés au fil de l'eau. Ces vérifications peuvent aussi bien concerner des contrôles des études initiales de conception, que des contrôles sur le terrain de matériels non concernés par des programmes de maintenance ou encore des essais décennaux comme les épreuves des enceintes de confinement. Les éventuels écarts détectés

lors de ces investigations font ensuite l'objet de remises en conformité dans des délais adaptés aux enjeux ;

- la réévaluation de sûreté : cette étape vise à améliorer le niveau de sûreté en tenant compte notamment de l'expérience acquise au cours de l'exploitation, de l'évolution des connaissances, des exigences applicables aux installations les plus récentes ainsi que des meilleures pratiques internationales. À l'issue des études de réévaluation ainsi réalisées, EDF identifie les modifications de ses installations qu'il compte déployer pour en renforcer la sûreté.

Le processus de réexamen des réacteurs d'EDF

Afin de tirer bénéfice de la standardisation des réacteurs exploités par EDF, ces deux volets du réexamen font d'abord l'objet d'un programme d'études génériques pour un type de réacteurs donné (réacteurs de 900 MWe, de 1 300 MWe et de 1 450 MWe). Les résultats de ce programme sont ensuite déclinés sur chacun des réacteurs à l'occasion de leur visite décennale.

Conformément aux dispositions de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, à l'issue de la visite décennale, l'exploitant adresse à l'ASN un rapport de conclusions du réexamen périodique. Dans ce rapport, l'exploitant prend position sur la conformité réglementaire de son installation, ainsi que sur les modifications réalisées visant à remédier aux écarts constatés ou à améliorer la sûreté de l'installation. Le rapport de réexamen est composé des éléments prévus à l'article 24 du décret du 2 novembre 2007 modifié.

L'analyse de l'ASN

L'orientation des programmes génériques de vérification de l'état de l'installation et de la réévaluation de la sûreté proposée par l'exploitant fait l'objet d'une prise de position de l'ASN après consultation du GPR et éventuellement du GPESPN. Sur cette base, EDF réalise des études de réévaluation de sûreté et définit des modifications.

À la suite d'une consultation du GPR à la fin de la phase générique du réexamen périodique, l'ASN se prononce sur les résultats des études de réévaluation et sur les modifications permettant les améliorations de sûreté envisagées par EDF.

L'ASN communique au ministre chargé de la sûreté nucléaire son analyse du rapport de conclusions du réexamen de chaque réacteur, mentionné à l'article L. 593-19 du code de l'environnement, et peut édicter de nouvelles prescriptions pour encadrer la poursuite de son fonctionnement.

La loi n° 2015-992 du 17 août 2015 relative à la transition énergétique pour la croissance verte a complété le cadre applicable aux réexamens de sûreté des réacteurs électronucléaires. Elle a notamment soumis à autorisation de l'ASN après enquête publique les dispositions proposées par l'exploitant lors des réexamens de sûreté au-delà de la trente-cinquième année de fonctionnement d'un réacteur électronucléaire. Cinq ans après la remise du rapport de réexamen, l'exploitant remet également un rapport intermédiaire sur l'état des équipements, au vu duquel l'ASN complète éventuellement ses prescriptions.

2.10 Le réacteur EPR de Flamanville 3

Le réacteur EPR est un réacteur à eau sous pression qui s'appuie sur une conception en évolution par rapport à celle des réacteurs actuellement en fonctionnement en France, lui permettant ainsi de répondre à des objectifs de sûreté renforcés.

Après une période d'une dizaine d'années sans construction de réacteur nucléaire en France, EDF a déposé en mai 2006, auprès des ministres chargés de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, une demande d'autorisation de création d'un réacteur de type EPR, appelé Flamanville 3, d'une puissance de 1 650 MWe, sur le site de Flamanville, déjà équipé de deux réacteurs d'une puissance de 1 300 MWe.

Le Gouvernement en a autorisé la création par le décret n° 2007-534 du 10 avril 2007, après un avis favorable rendu par l'ASN à l'issue de l'instruction réalisée avec ses appuis techniques.

Après la délivrance de ce décret d'autorisation de création et du permis de construire, la construction du réacteur 3 de Flamanville a débuté au mois de septembre 2007. Les premiers coulages du béton pour les bâtiments de l'îlot nucléaire ont eu lieu en décembre 2007. Depuis, les travaux de génie civil (gros œuvre) se sont poursuivis et sont désormais quasiment terminés.

En 2016, les finitions du génie civil se sont poursuivies. La mise en place des composants (réservoirs, canalisations, vannes, pompes, câbles...) se poursuit également avec l'achèvement des soudures du circuit primaire et le montage des circuits connectés. Après la mise en œuvre



Salle de commande de l'EPR.

d'une modification importante du contrôle-commande, les essais de démarrage ont repris en vue du début des essais d'ensemble des circuits.

D'après EDF, le chargement du combustible et le démarrage du réacteur de Flamanville 3 sont prévus fin 2018.

2.10.1 Les étapes jusqu'à la mise en service du réacteur Flamanville 3

En application du décret du 2 novembre 2007 modifié (voir chapitre 3, point 3.1.3), l'introduction du combustible nucléaire dans le périmètre de l'installation et la mise en service de cette dernière sont soumises à l'autorisation de l'ASN. La mise en service partielle correspond à la réception du combustible nucléaire dans le périmètre de l'installation nucléaire de base et, pour un réacteur nucléaire, la mise en service de l'installation correspond à l'introduction du combustible nucléaire dans la cuve du réacteur.

Conformément à l'article 20 de ce même décret et à l'article 3 du décret d'autorisation de création de Flamanville 3, EDF a adressé en mars 2015 à l'ASN sa demande d'autorisation de mise en service et sa demande de mise en service partielle, comprenant le rapport de sûreté, les règles générales d'exploitation, une étude sur la gestion des déchets de l'installation, le plan d'urgence interne, le plan de démantèlement et une mise à jour de l'étude d'impact de l'installation (voir point 3.3). Ces demandes ont fait l'objet d'observations et demandes de compléments par l'ASN formulées par lettres des 12 juin et 13 juillet 2015 (disponibles sur www.asn.fr).

L'ASN apporte également son concours au ministère de l'environnement pour l'instruction du dossier de demande de modification du délai de mise en service de Flamanville 3 dans le décret du 10 avril 2007 d'autorisation de création de l'INB.

En parallèle de l'instruction de ces demandes d'autorisations de mise en service, l'ASN assure également le contrôle de la construction, des premiers essais de démarrage de l'installation et de la préparation des équipes en charge de l'exploitation de l'installation après sa mise en service.

Enfin, l'ASN procède à l'évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires les plus importants pour la sûreté aux exigences fixées par la réglementation. Cette évaluation a permis de mettre en évidence une anomalie dans la composition chimique de l'acier de certaines parties de la cuve (voir point 3.4), sur laquelle l'ASN se prononcera en 2017.

En outre, conformément à l'article 9 de l'arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation des circuits primaire et secondaires des REP, EDF a débuté la réalisation de la VCI afin de s'assurer, avant



Inspection de l'ASN lors des essais de démarrage du système SRU, Flamanville 3, octobre 2016.

le chargement du combustible, notamment, de la faisabilité de la maintenance prévue lors de l'exploitation. L'ASN contrôle la réalisation d'essais non destructifs effectués à ce titre sur le site de Flamanville. Au cours d'une inspection le 12 avril 2016, l'ASN a relevé plusieurs points d'amélioration dans la qualité de leurs mises en œuvre, ce qui a conduit EDF à arrêter la VCI pendant plusieurs semaines.

2.10.2 Le contrôle de la construction, des essais de démarrage et de la préparation au fonctionnement

Les enjeux du contrôle de la construction, des essais de démarrage et de la préparation au fonctionnement de Flamanville 3 sont multiples pour l'ASN. Il s'agit :

- de contrôler la qualité d'exécution des activités de fabrication des équipements, de construction et d'essai de l'installation de manière proportionnée aux enjeux de sûreté, de radioprotection et de protection de l'environnement, afin de pouvoir se prononcer sur l'aptitude de l'installation à répondre aux exigences définies ;
- de capitaliser l'expérience acquise par chacun des acteurs au cours de la construction de ce nouveau réacteur ;
- de s'assurer que le programme des essais de démarrage est satisfaisant, correctement mis en œuvre et que les résultats attendus sont obtenus ;
- de veiller à la bonne préparation des équipes en charge du fonctionnement de l'installation après sa mise en service.

Pour cela, l'ASN a fixé des prescriptions relatives à la conception, à la construction et aux essais de démarrage de Flamanville 3 et à l'exploitation des deux réacteurs de Flamanville 1 et 2 à proximité du chantier. S'agissant d'un réacteur électronucléaire, l'ASN est également chargée de l'inspection du travail sur le chantier de la construction. Enfin, l'ASN assure le contrôle de la fabrication des équipements sous pression nucléaires qui feront partie des circuits primaire et secondaires de la chaudière nucléaire. Les principales actions de l'ASN en la matière en 2016 sont décrites au point 3.3.

2.10.3 La coopération avec les autorités de sûreté nucléaire étrangères

De manière à partager le retour d'expérience, l'ASN multiplie les échanges techniques autour du contrôle de la conception, de la construction et de l'exploitation des nouveaux réacteurs avec ses homologues étrangères.

Les relations bilatérales

L'ASN entretient des relations privilégiées avec les autorités de sûreté nucléaire étrangères afin de bénéficier des expériences passées ou en cours liées aux procédures d'autorisation et au contrôle de la construction de nouveaux réacteurs. Une coopération renforcée existe depuis 2004 avec l'autorité de sûreté nucléaire finlandaise (STUK, *Säteilyturvakeskus*) autour de la construction des réacteurs d'Olkiluoto (Finlande) et Flamanville (France). En 2016, une réunion technique d'avancement des deux projets s'est tenue en Finlande et une visite du chantier du réacteur 3 d'Olkiluoto a été organisée.

En 2016, l'ASN et l'autorité de sûreté nucléaire britannique (ONR, *Office for Nuclear Regulation*) se sont rencontrées à Londres. Parmi les points à l'ordre du jour figuraient la surveillance par l'ASN de la construction du réacteur 3 de Flamanville, les inspections menées sur le chantier, dans les services centraux d'EDF et dans le laboratoire d'Areva à Erlangen et la position de l'ASN sur les travaux engagés par Areva pour la caractérisation des anomalies existantes sur le couvercle et le fond de la cuve de Flamanville.

Une coopération multinationale

Certaines structures internationales, telles que l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) ou l'association WENRA (*Western European Nuclear Regulators Association*) des responsables d'autorités de sûreté de l'Europe de l'Ouest, offrent également l'occasion d'échanger sur les pratiques et les enseignements du contrôle de la construction d'un réacteur.

L'ASN est membre du *Multinational Design Evaluation Programme* (MDEP) dédié à l'évaluation de la conception des nouveaux réacteurs (voir chapitre 7, point 3.3). Avec l'appui de l'IRSN, l'ASN a participé aux travaux relatifs aux accidents graves, au contrôle-commande, aux études probabilistes de sûreté et à la modélisation des accidents et des transitoires, à l'inspection des fournisseurs ainsi qu'aux travaux du nouveau groupe technique, créé en 2016, chargé de la mise en service des nouveaux réacteurs. Le groupe plénier consacré aux réacteurs de type EPR s'est également réuni deux fois.

Par ailleurs, l'ASN participe également aux travaux du *Working Group on Regulation of New Reactors* qui est un groupe technique du *Committee on Nuclear Regulatory Activities* (CNRA) de l'AEN (voir chapitre 7, point 3.2). L'ASN a participé à un séminaire organisé conjointement avec le MDEP sur les contrôles réglementaires à mener lors de la phase de mise en service des nouveaux réacteurs. L'ASN

alimente la base de données enregistrant les anomalies et écarts observés au cours des dernières constructions avec des écarts relevés sur Flamanville 3.

Pour l'ASN, ces échanges internationaux sont un des moteurs de l'harmonisation des exigences de sûreté et des pratiques de contrôle.

2.11 Les études sur les réacteurs du futur

Le CEA mène depuis 2000, en partenariat avec EDF et Areva, des réflexions sur les réacteurs de quatrième génération, notamment dans le cadre de coopérations internationales au sein du forum international génération IV (*Generation IV International Forum – GIF*). Les six filières faisant l'objet de travaux au sein de ce forum sont les suivantes :

- RNR-Na ou SFR : réacteurs à neutrons rapides refroidis au sodium ;
- RNR-G ou GFR : réacteurs à neutrons rapides refroidis au gaz ;
- HTR/VHTR : réacteurs à neutrons thermiques, à haute (850 °C) ou très haute (1 000 °C) température, refroidis au gaz ;
- LFR : réacteurs à neutrons rapides refroidis au plomb ;
- MSR : réacteurs à neutrons thermiques à sels fondus ;
- SCWR : réacteurs à neutrons thermiques à eau supercritique.

Pour leurs promoteurs, le principal enjeu des réacteurs de quatrième génération est d'assurer un développement durable de l'énergie nucléaire en améliorant l'utilisation des ressources naturelles, en réduisant la production de déchets radioactifs, en améliorant la sûreté (réduction du risque de fusion du cœur et amélioration de la protection de la population) et en offrant une meilleure résistance face aux risques en matière de sécurité, de prolifération ou de terrorisme. Le déploiement industriel des réacteurs de quatrième génération est envisagé en France au plus tôt au milieu de ce siècle. Il nécessite en préalable la réalisation d'un prototype dont l'échéance de mise en exploitation est fixée à 2020 par la loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (voir chapitre 16, point 1.1).

Dans cette perspective à la fois de moyen et de long terme, l'ASN souhaite suivre, très en amont de la procédure réglementaire, le développement de la quatrième génération de réacteurs par les industriels français et les perspectives de sûreté associées, à l'instar de ce qui a été réalisé pour le développement de l'EPR, afin de se mettre en position de définir, le moment venu, les objectifs de sûreté à atteindre pour ces futurs réacteurs. Pour l'ASN, la quatrième génération de réacteurs devra répondre à des objectifs de sûreté nucléaire, de radioprotection et de protection de l'environnement renforcés. En particulier, l'ASN considère que les réacteurs de quatrième génération devront présenter un niveau de sûreté significativement supérieur à celui des réacteurs de troisième génération représentés en France par l'EPR.

L'ASN souligne l'importance qu'elle accorde à la justification du point de vue de la sûreté du choix d'une filière par rapport aux autres retenues par le GIF. Dans ce contexte et sur la base des documents transmis par le CEA, Areva et EDF en 2009 et 2010 à sa demande, l'ASN a sollicité l'avis du GPR, ainsi que des groupes permanents en charge des usines et des déchets, sur le panorama des différentes technologies de réacteurs envisagées pour la quatrième génération de réacteurs, vis-à-vis, d'une part, des perspectives de renforcement des objectifs de sûreté nucléaire, de radioprotection et de protection de l'environnement, d'autre part, des possibilités de séparation et de transmutation des éléments radioactifs à vie longue mentionnées par la loi de programme du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs. Les groupes permanents ont rendu un avis en avril 2014 sur ces sujets. L'ASN prendra position en 2017 sur les objectifs et orientations de la quatrième génération de réacteurs.

En parallèle, le CEA s'est engagé dans les études d'un prototype de réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium (RNR-Na) : le projet Astrid (*Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration*). Mi-2012, le CEA a transmis à l'ASN le document d'orientations de sûreté du prototype Astrid. Ce document a fait l'objet d'une prise de position de l'ASN en avril 2014 (voir chapitre 14).

2.12 Le droit du travail dans les centrales nucléaires

L'ASN exerce les missions d'inspection du travail dans les 19 centrales nucléaires en fonctionnement, les huit réacteurs en démantèlement et le réacteur EPR en construction à Flamanville. L'effectif travaillant dans une centrale nucléaire varie de 800 à 2 000 personnes. Le nombre total de salariés affectés sur l'ensemble des sites nucléaires est d'environ 24 000 pour les salariés d'EDF SA, et 23 000 pour les salariés des entreprises sous-traitantes participant notamment à la maintenance lors des arrêts de réacteurs.

L'inspection du travail a pour mission de veiller à l'application de l'ensemble du code du travail par les employeurs, qu'il s'agisse d'EDF ou des entreprises prestataires. Son contrôle s'applique dans les domaines de la santé, de la sécurité et des conditions de travail des salariés : exposition aux rayonnements ionisants, aux risques classiques liés à toute activité industrielle (risques électriques, risques chimiques, risques d'explosion, risques liés au travail en hauteur, au travail en espace confiné, aux équipements de travail, ou à la manutention de charges lourdes), mais également en matière de durée du travail, fonctionnement des instances représentatives du personnel, conditions de recours à la sous-traitance, détachement transnational de salariés, etc.

La santé, la sécurité, les conditions de travail et la qualité de l'emploi des salariés d'EDF ou des sous-traitants bénéficient ainsi, au même titre que la sûreté des installations, d'un contrôle par l'ASN.

Les actions menées au titre de l'inspection du travail et les autres activités de contrôle des centrales nucléaires se complètent les unes les autres, pour permettre l'amélioration des conditions de travail et la bonne qualité de réalisation des opérations d'exploitation et de maintenance. L'ASN dispose ainsi d'une vision et d'une action de contrôle intégrées, notamment dans les domaines de la radioprotection, du contrôle de certains équipements, de la sous-traitance ou des facteurs organisationnels et humains (FOH).

Au 31 décembre 2016, l'ASN dispose pour les missions d'inspection du travail de :

- quinze inspecteurs du travail, affectés dans ses divisions territoriales, au plus près des sites ;
- un directeur du travail au niveau central, chargé d'animer et coordonner le réseau des inspecteurs du travail et d'assurer l'interface avec le ministère en charge du travail. La convention avec la Direction générale du travail du ministère en charge du travail, renouvelée en 2015, est déclinée en région par des conventions entre les divisions de l'ASN et les directions régionales des entreprises, de la concurrence, de la consommation, du travail et de l'emploi.

2.13 La radioprotection des personnels

L'exposition aux rayonnements ionisants dans un réacteur électronucléaire provient de l'activation des produits de corrosion (majoritairement) et des produits de fission du combustible. Tous les types de rayonnements sont présents (neutrons, α , β et γ), avec un risque d'exposition externe et interne. Dans la pratique, plus de 90 % des doses proviennent des expositions externes aux rayonnements β et γ . Les expositions sont principalement liées aux opérations de maintenance lors des arrêts de réacteurs.

L'ASN contrôle le respect de la réglementation relative à la protection des travailleurs susceptibles d'être exposés aux rayonnements ionisants dans les centrales nucléaires. À ce titre, l'ASN s'intéresse à l'ensemble des travailleurs évoluant sur les sites, tant le personnel d'EDF que celui des prestataires.

Ce contrôle est réalisé lors d'inspections (spécifiquement sur le thème de la radioprotection, une à deux fois par an et par site, lors des arrêts des réacteurs, à la suite d'incidents ou plus ponctuellement dans les services centraux et centres d'ingénierie d'EDF) et à l'occasion de l'instruction de dossiers relatifs à la radioprotection des travailleurs (événements significatifs, dossiers de conception, de maintenance ou de modification, documents d'application de la réglementation élaborés par EDF...), avec, le cas échéant, l'appui de l'IRSN.

Enfin, des réunions périodiques ont lieu avec EDF afin de contrôler l'avancement des projets techniques ou organisationnels ou de confronter l'analyse de l'ASN à celle de l'exploitant, notamment au travers de bilans annuels, et d'identifier des voies de progrès possibles.

2.14 L'impact environnemental et sanitaire des centrales nucléaires

2.14.1 La révision des prescriptions relatives aux prélèvements et aux rejets

Le code de l'environnement donne compétence à l'ASN pour définir les prescriptions relatives aux prélèvements d'eau et aux rejets d'effluents des installations nucléaires de base (voir chapitre 4, point 4.4.1). À l'occasion des renouvellements ou des modifications de ces prescriptions, l'ASN fixe les valeurs limites d'émission, de prélèvement d'eau et de rejet d'effluents sur la base des meilleures techniques disponibles dans des conditions techniquement et économiquement acceptables en prenant en considération les caractéristiques de l'installation, son implantation et les conditions locales de l'environnement.

L'ASN fixe également les règles relatives à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur la santé et l'environnement des réacteurs électronucléaires à eau sous pression. Ces prescriptions sont notamment applicables à la gestion et à la surveillance des prélèvements d'eau et des rejets d'effluents, à la surveillance de l'environnement et à l'information du public et des autorités.

Pour fixer ces règles, l'ASN se fonde sur le retour d'expérience de l'ensemble des réacteurs, tout en prenant en compte les évolutions de l'exploitation (changement du conditionnement des circuits, traitement antitartre, traitements biocides...) et de la réglementation générale.

2.14.2 Le contrôle de la gestion des déchets

La gestion des déchets conventionnels et radioactifs produits par les centrales nucléaires s'inscrit dans le cadre général de la gestion des déchets des installations nucléaires de base.

Conformément au code de l'environnement, EDF procède à un tri à la source des déchets en distinguant

À NOTER

L'impact radiologique des rejets

L'impact radiologique calculé des rejets maximaux figurant dans les dossiers d'EDF sur le groupe de population le plus exposé reste toujours très en deçà de la limite dosimétrique admissible pour le public (1 millisievert par an – mSv/an).

La dose efficace annuelle délivrée au groupe de référence de la population (groupe soumis à l'impact radiologique maximal) est ainsi estimée entre quelques microsievverts à quelques dizaines de microsievverts par an, selon le site considéré. Cette exposition représente moins de 0,1 % de la dose totale moyenne à laquelle la population française est exposée (voir chapitre 1).

notamment les déchets issus de zones nucléaires des autres. Pour l'ensemble des déchets, l'ASN examine « l'étude sur la gestion des déchets » de l'exploitant, document spécifique à chaque installation, requis par la réglementation, comme décrit au point 3.2.2 du chapitre 3. Ce document présente notamment un descriptif des opérations à l'origine de la production des déchets, les caractéristiques des déchets produits ou à produire, une estimation des flux de production et un plan de zonage déchets.

Par ailleurs, chaque site envoie annuellement à l'ASN le bilan de sa production de déchets et des filières d'élimination associées, une comparaison avec les résultats des années précédentes, un bilan des écarts constatés et de l'organisation du site, la liste des faits marquants survenus et des perspectives futures.

L'exploitant et l'ASN tiennent des réunions régulières, en vue d'échanger sur les sujets liés aux déchets et à leur gestion, notamment au travers de bilans annuels. Des inspections sont également régulièrement organisées, au cours desquelles les inspecteurs vérifient l'organisation du site en matière de gestion des déchets.



Entreposage de fûts dans le bâtiment des auxiliaires de conditionnement de la centrale nucléaire de Cruas-Meysse, 2016.

2.14.3 Le renforcement de la protection contre les autres risques et nuisances

Certains circuits de refroidissement des centrales nucléaires constituent des milieux favorables au développement des légionelles et des amibes (voir point 1.4). L'ASN impose donc des niveaux maximaux de concentration en légionelles pour les circuits de refroidissement équipés de tours aéroréfrigérantes et de concentration en amibes *Naegleria fowleri* en aval du rejet dans l'environnement, ainsi que des exigences en matière de surveillance des installations.

L'ASN suit avec attention, au travers des dossiers instruits et de ses contrôles sur le terrain, l'avancement des dispositions préventives ou curatives mises en œuvre par EDF pour réduire le risque de prolifération de ces micro-organismes et les résultats associés à ces actions, y compris les rejets chimiques induits par les traitements biocides.

Une décision relative à la prévention des risques microbiologiques liés aux installations de refroidissement du circuit secondaire des réacteurs électronucléaires a été adoptée par l'ASN le 6 décembre 2016. Ce texte permet de faire évoluer cette réglementation de manière cohérente avec celle des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE).



À NOTER

La décision n° 2016-DC-0578 de l'ASN du 6 décembre 2016 relative à la prévention des risques résultant de la dispersion de micro-organismes pathogènes (légionelles et amibes) par les installations de refroidissement du circuit secondaire des réacteurs électronucléaires à eau sous pression

La décision de l'ASN renforce la prévention des risques résultant de la dispersion de micro-organismes pathogènes. Elle énonce les exigences relatives :

- à la conception, l'entretien et la surveillance de l'installation ;
- aux concentrations maximales en légionelles dans l'eau de l'installation, et en aval de celle-ci pour les amibes ;
- aux actions à mener en cas de prolifération de micro-organismes dans les circuits ou d'infection identifiées à proximité de l'installation ;
- à l'information du public et des administrations en cas de prolifération de micro-organismes.

Ce texte s'efforce, autant que possible, d'aligner les exigences applicables aux grandes tours aéroréfrigérantes des centrales nucléaires sur celles applicables, pour les légionelles, aux tours aéroréfrigérantes des autres industries.

Toutefois, du fait des débits et volumes d'eau importants mis en jeu dans les tours aéroréfrigérantes des centrales nucléaires, certaines exigences applicables aux autres industries conduiraient à un impact environnemental des traitements biocides trop important. Aussi, certaines dispositions ont été adaptées.

Enfin, compte tenu du lien entre le risque amibien et le risque légionelles, et afin d'homogénéiser et de préciser les exigences figurant actuellement dans la réglementation individuelle des centrales nucléaires, l'ASN a également adopté des dispositions relatives à ces risques.

Tout en s'intégrant dans le cadre de la réglementation générale et de l'exploitation des INB, la décision de l'ASN reprend la plupart des principes de prévention de la réglementation applicable aux TAR des autres installations*. Certaines dispositions ont été adaptées :

- la concentration en *Legionella pneumophila* dans l'eau de l'installation doit être inférieure à 10 000 UFC**/L ;
- il n'est pas obligatoire de mettre en œuvre un traitement préventif à effet permanent de l'eau pendant toute la durée de fonctionnement de l'installation (la pratique actuelle est de traiter les circuits en période estivale, ce qui suffit actuellement à limiter la colonisation l'hiver) ;
- le seuil d'arrêt fixé à 100 000 UFC/L pour les ICPE est repris. Néanmoins, en cas de dépassement de ce seuil, lorsqu'aucun traitement biocide n'est en cours, l'exploitant à la possibilité d'injecter un produit biocide à titre curatif pour réduire la concentration en légionelles. Si elle reste supérieure à 100 000 UFC/L, l'arrêt immédiat de la dispersion est alors exigé ;
- la performance des dévésiculeurs*** des grandes TAR des centrales nucléaires doit être supérieure à celle fixée par la réglementation applicable aux autres industries****, ce qui limite la dispersion des légionelles dans l'environnement ;
- la fréquence de surveillance de la concentration en légionelles prescrite est plus importante que celle applicable aux tours aéroréfrigérantes des autres industries*****, ce qui limite la durée potentielle de prolifération des légionelles au-delà des seuils.

* Réalisation d'une analyse méthodique des risques pour définir des actions de prévention, nettoyage périodique des installations, formation du personnel, etc.

** Unité Formant Colonie (l'UFC par litre est l'unité utilisée pour la mesure de la concentration des légionelles)

*** Les TAR sont équipées d'un dispositif, constituant un passage obligatoire du panache, permettant de limiter le nombre de gouttes d'eau potentiellement contaminées dispersées.

**** Taux d'entraînement vésiculaire des grandes TAR inférieur à 0,003 % contre 0,01 % pour les TAR ICPE.

***** Dans les grandes TAR des centrales nucléaires, la surveillance réglementaire a lieu tous les quinze jours ou une fois par semaine dès le premier dépassement du seuil de 10 000 UFC/L. Dans les TAR ICPE, la surveillance réglementaire est mensuelle ou tous les quinze jours en cas de dépassements multiples consécutifs du seuil de 1 000 UFC/L.

3. L'actualité de la sûreté nucléaire et de la radioprotection

3.1 Le retour d'expérience de l'accident de Fukushima

À la suite de l'accident de Fukushima, l'ASN a pris un ensemble de décisions en date du 5 mai 2011 demandant aux exploitants d'installations nucléaires importantes de procéder à des ECS, au regard de cet accident.

Le résultat de ces ECS a fait l'objet d'une position de l'ASN le 3 janvier 2012, qui a elle-même fait l'objet d'un examen dans le cadre des *stress tests* européens, en avril 2012.

Sur la base de l'avis des groupes permanents d'experts et des conclusions des *stress tests* européens, l'ASN a pris un ensemble de décisions en date du 26 juin 2012 demandant à EDF de mettre en place :

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

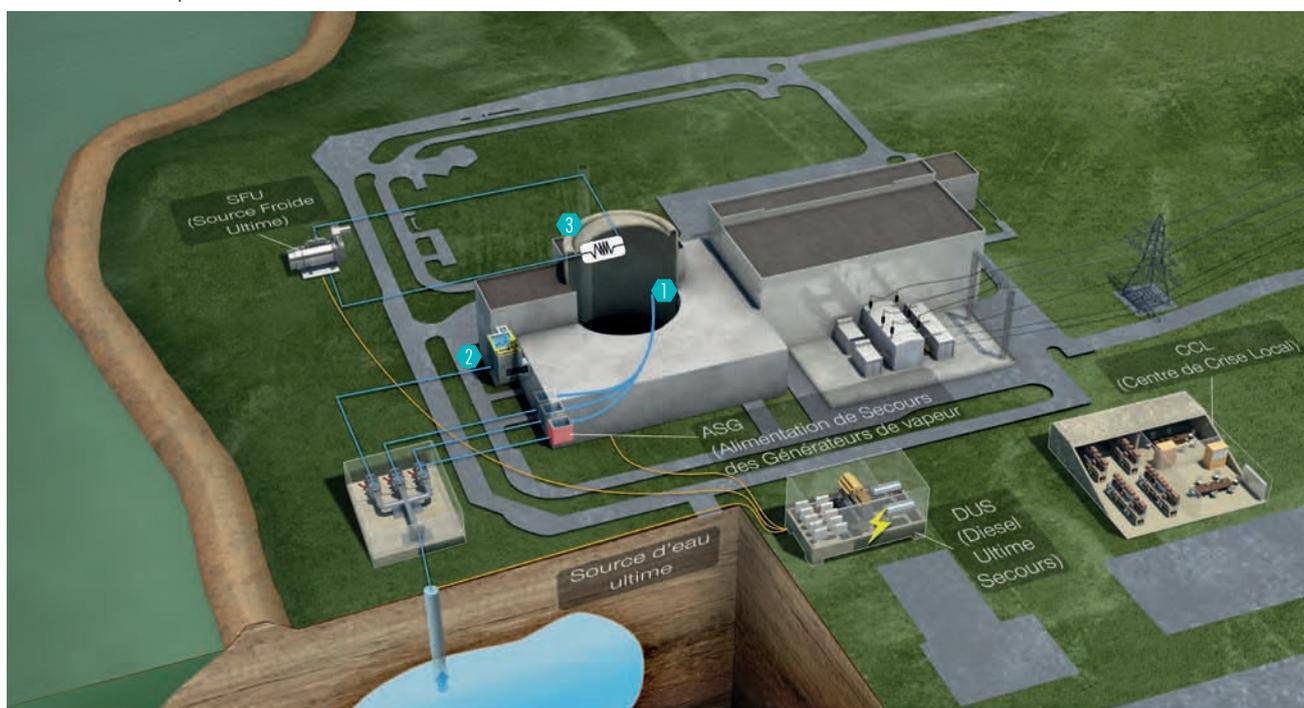
- un centre de crise local, permettant de gérer une situation d'urgence sur l'ensemble du site nucléaire en cas d'agression externe extrême ;
- une force d'action rapide nucléaire (FARN) permettant, sur la base de moyens mobiles extérieurs au site, d'intervenir sur un site nucléaire en situation pré-accidentelle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

L'ASN a complété ses demandes par un ensemble de décisions en date du 21 janvier 2014 visant à préciser certaines dispositions de conception du « noyau dur », en particulier, la définition et la justification des niveaux d'agressions naturelles externes extrêmes à retenir pour le noyau dur.

Ce dernier point a fait l'objet d'une instruction en 2015-2016 dont les conclusions ont été présentées au GPR en janvier et février 2016. L'ASN a pris position sur les aléas à retenir pour le « noyau dur » en juillet 2016 et a demandé à EDF plusieurs compléments d'étude.

Les demandes de l'ASN s'inscrivent dans un processus d'amélioration continue de la sûreté et visent à faire face à des situations très au-delà des situations habituellement

LE PRINCIPE du « noyau dur »



- ① refroidissement du réacteur
- ② refroidissement de la piscine
- ③ refroidissement du bâtiment réacteur

retenues pour ce type d'installation. Elles portent sur des mesures de prévention et de limitations des conséquences d'un accident pour l'ensemble des installations d'un site, au-delà de leurs conditions de conception initiales. Elles requièrent à la fois des moyens fixes complémentaires et des moyens mobiles externes. Ces demandes se distinguent, dans le contexte international, par l'ampleur des dispositions fixes exigées.

Compte tenu de la nature des travaux demandés, il est nécessaire que l'exploitant procède à des études de conception, de construction et d'installation de nouveaux équipements qui nécessitent, d'une part, des délais, d'autre part, une planification pour optimiser leur mise en place dans chacune des centrales. En effet, dans la mesure où ces travaux importants se déroulent sur des sites nucléaires en exploitation, il est aussi nécessaire de veiller à ce que leur réalisation ne dégrade pas la sûreté des centrales.

Pour prendre en compte les contraintes liées à l'ingénierie de ces grands travaux mais aussi au besoin d'apporter au plus tôt les améliorations consécutives à l'accident de Fukushima, leur mise en place est organisée en trois phases :

Phase 1 (2012-2015)

Mise en place de dispositions temporaires ou mobiles visant à renforcer la prise en compte des situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques.

À la fin 2015, EDF avait déployé les dispositions prévues.

En particulier, 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).

Phase 2 (2015-2020)

Mise en œuvre de certains moyens définitifs de conception et d'organisation robustes vis-à-vis d'agressions extrêmes visant à faire face aux situations principales de perte totale de la source froide ou de perte des alimentations électriques au-delà des référentiels de sûreté en vigueur. Les mesures les plus importantes sont :

- la mise en place d'un diesel d'ultime secours de grande capacité nécessitant la construction d'un bâtiment dédié ;
- la mise en place d'une source d'eau ultime ;
- la mise en place d'un dispositif d'appoint d'eau ultime pour chaque réacteur et chaque piscine d'entreposage du combustible ;
- le renforcement de la tenue sismique du filtre de l'évent de l'enceinte de confinement ;
- 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).



Mise en place d'un diesel d'ultime secours à la centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, novembre 2016.

EDF a engagé la mise en œuvre sur les différents sites d'une grande partie des moyens définitifs rappelés ci-dessus, notamment la construction des bâtiments destinés à accueillir les diesels d'ultime secours de grande capacité. Concernant ce dernier point, l'ASN a autorisé ces modifications, en vérifiant qu'elles n'étaient pas de nature à engendrer des risques sur les installations. Elle inspecte également la réalisation des travaux.

Phase 3 (à partir de 2019)

Cette phase viendra compléter la phase 2, notamment pour permettre la prise en compte d'autres scénarios d'accidents potentiels. Les mesures les plus importantes sont :

- l'évacuation de la puissance résiduelle par les GV au moyen d'un circuit d'alimentation de secours ultime et indépendant, alimenté par la source d'eau ultime ;
- l'ajout d'une nouvelle pompe d'appoint au circuit primaire ;
- l'achèvement des raccordements par des circuits fixes de l'alimentation de secours des GV, du réservoir d'eau de refroidissement PTR et de la piscine de désactivation du combustible ;
- la mise en place d'un système de contrôle-commande ultime et de l'instrumentation définitive du « noyau dur » ;
- la mise en place d'un système ultime de refroidissement de l'enceinte ne nécessitant pas l'ouverture de l'évent filtré de l'enceinte de confinement en cas d'accident grave ;
- la mise en place d'une solution de noyage du puits de cuve pour prévenir la traversée du radier par le corium.

Ces deux derniers points ont fait l'objet d'une instruction en 2015-2016 dont les conclusions ont été présentées au GPR en juillet 2016.

L'ensemble des dispositions de la phase 3 sur chacun des réacteurs d'EDF fera l'objet d'un examen par l'ASN, avant leur mise en service.

3.2 L'examen de la poursuite du fonctionnement des centrales nucléaires

L'exploitant d'une installation nucléaire doit procéder à un réexamen périodique de son installation tous les dix ans (voir point 2.9.4).

Les réacteurs de 900 MWe

Le réexamen périodique associé aux troisièmes visites décennales

En juillet 2009, l'ASN a pris position sur les aspects génériques de la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà de 30 ans. L'ASN n'a pas identifié d'élément générique mettant en cause la capacité d'EDF à maîtriser la sûreté des réacteurs de 900 MWe jusqu'au prochain réexamen périodique. L'ASN considère que le nouveau référentiel de sûreté présenté dans le rapport de sûreté générique des réacteurs de 900 MWe et les modifications de l'installation envisagées par EDF sont de nature à maintenir et à améliorer le niveau de sûreté global de ces réacteurs.

Cette appréciation générique ne tenant pas compte d'éventuelles spécificités individuelles, l'ASN se prononce sur l'aptitude à la poursuite du fonctionnement de chaque réacteur, en s'appuyant notamment sur les résultats des contrôles réalisés dans le cadre de l'examen de conformité du réacteur lors de la troisième visite décennale et sur l'évaluation du rapport de réexamen périodique du réacteur remis par EDF.

En 2016, deux réacteurs (Chinon B2 et Cruas 4) ont intégré les améliorations issues du réexamen périodique dans le cadre de leur troisième visite décennale, portant à 29 sur 34 le nombre de réacteurs de 900 MWe ayant effectué leur troisième visite décennale.

L'ASN a par ailleurs transmis en 2016 au ministre chargé de la sûreté nucléaire son analyse des rapports de conclusions du réexamen du réacteur 2 de Dampierre et du réacteur 1 de Gravelines. Sur la base de cette analyse, l'ASN n'a pas identifié d'élément mettant en cause la capacité d'EDF à maîtriser la sûreté de ces deux réacteurs de 900 MWe jusqu'au prochain réexamen périodique. En application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, l'ASN a édicté à cette occasion des prescriptions complémentaires visant à renforcer la sûreté de ces réacteurs.

Dans le cadre des essais supplémentaires demandés par l'ASN à l'issue de la troisième visite décennale du réacteur 5 du Bugey, l'essai d'étanchéité de l'enceinte de confinement a mis en évidence un défaut et a conduit à l'arrêt prolongé de ce réacteur en 2015, poursuivi en 2016.

Le réexamen périodique associé aux quatrièmes visites décennales

La poursuite de fonctionnement des réacteurs nucléaires au-delà de leur quatrième visite décennale revêt une importance particulière à plusieurs titres :

- la période de 40 années d'exploitation correspond aux hypothèses initiales de dimensionnement d'un certain

nombre de matériels, notamment en ce qui concerne leur aptitude à fonctionner en condition accidentelle (qualification). Les études portant sur la conformité des installations et la maîtrise du vieillissement des matériels doivent donc être réexaminées en prenant en compte les mécanismes de dégradation réellement constatés et les stratégies de maintenance et de remplacement mises en œuvre par l'exploitant ;

- ce réexamen périodique est également l'occasion de terminer l'intégration sur les réacteurs de 900 MWe des modifications prescrites à l'issue des ECS réalisées à la suite de l'accident de la centrale de Fukushima. Il s'agit des travaux de la phase 3 (voir point 3.1) ;
- enfin, le souhait d'EDF, exprimé en 2010, de prolonger significativement la durée de fonctionnement des réacteurs au-delà de 40 ans a été examiné par l'ASN. À cet horizon, les réacteurs de 900 MWe coexisteront avec des réacteurs de type EPR ou équivalent dont la conception répond à des exigences de sûreté significativement renforcées. La réévaluation de leur sûreté doit donc être réalisée au regard de ces nouvelles exigences de sûreté, de l'état de l'art en matière de technologies nucléaires et de la durée de fonctionnement visée par EDF.

Après avoir pris connaissance des demandes de l'ASN formulées en juin 2013 sur les orientations du programme générique d'études conduit par EDF en vue d'étendre la durée de fonctionnement des réacteurs au-delà de 40 ans, EDF a élaboré et transmis en octobre 2013 son dossier d'orientations du réexamen périodique (DOR) associé aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (VD4-900). À la suite de demandes de compléments de la part de l'ASN en mars 2014, EDF a mis à jour son dossier.

L'ASN a examiné ce dossier avec l'appui de l'IRSN. Elle a sollicité en avril 2015 l'avis du GPR sur les orientations des études génériques envisagées par EDF sur les différents thèmes retenus dans le DOR VD4-900.

À la suite de la réunion du GPR, EDF a complété en juin 2015 son programme générique d'études par plusieurs actions et a précisé certaines de ses propositions.

L'ASN a pris position en avril 2016 sur l'orientation du programme générique d'études à mener pour préparer les quatrièmes réexamens périodiques des réacteurs nucléaires, après avoir consulté le public sur les projets de demandes de compléments à adresser à EDF concernant les études et vérifications à réaliser.

L'ASN mène actuellement, avec l'appui de l'IRSN, l'instruction des études génériques liées à ce réexamen. Elle participe également aux travaux du groupe de suivi institué par le Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire (HCTISN) pour proposer des modalités d'association du public à ce projet de poursuite d'exploitation.

Le réacteur 1 de Tricastin sera le premier réacteur de 900 MWe à effectuer sa quatrième visite décennale, en

2019. Les quatrièmes visites décennales de réacteurs de 900 MWe s'échelonneront jusqu'en 2030.

Les réacteurs de 1 300 MWe

Le réexamen périodique associé aux deuxièmes visites décennales

L'ASN s'est prononcée favorablement en 2006 sur les aspects génériques de la poursuite de fonctionnement des réacteurs de 1 300 MWe jusqu'à leur troisième visite décennale, sous réserve de la réalisation effective des modifications décidées dans le cadre de ce réexamen.

Les 20 réacteurs de 1 300 MWe ont, à ce jour, tous effectué leur deuxième visite décennale et ont intégré les améliorations issues du réexamen périodique.

En application de l'article L. 593-19 du code de l'environnement, l'ASN a transmis en 2014 sa position sur la poursuite de fonctionnement des deux réacteurs de Saint-Alban, des réacteurs 2 et 3 de Cattenom, des deux réacteurs de Nogent et du réacteur 1 de Penly et a édicté à cette occasion des prescriptions complémentaires visant à renforcer la sûreté de ces réacteurs. Elle prépare actuellement sa position sur la poursuite du fonctionnement des autres réacteurs de 1 300 MWe.

Le réexamen périodique associé aux troisièmes visites décennales

L'ASN s'est prononcée début 2015 sur les aspects génériques de la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 1 300 MWe au-delà de 30 années de fonctionnement. L'ASN considère que les actions engagées ou prévues par EDF pour apprécier l'état de ses réacteurs de 1 300 MWe et maîtriser leur vieillissement jusqu'au réexamen périodique associé à leur quatrième visite décennale sont acceptables. L'ASN estime également que les modifications identifiées par EDF à l'issue de cette phase d'études contribueront à améliorer significativement la sûreté de ces installations. Ces améliorations portent notamment sur le renforcement de la protection des installations contre les agressions, sur la réduction des rejets de substances radioactives en cas d'accident avec ou sans fusion du cœur et sur la prévention du risque de dénoyage des assemblages de combustible entreposés dans la piscine de désactivation ou en cours de manutention.

Le réacteur 1 de Paluel était le premier réacteur de 1 300 MWe à effectuer sa troisième visite décennale, en 2016. Ces troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe s'échelonneront jusqu'en 2023.



À NOTER

La position de l'ASN sur les orientations du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe

Par lettre du 20 avril 2016, l'ASN a pris position sur le dossier d'orientation d'EDF relatif au quatrième réexamen périodique des réacteurs nucléaires de 900 MWe, en prenant en compte les commentaires recueillis dans le cadre de la consultation du public, effectuée du 26 janvier 2016 au 16 février 2016.

Après examen du programme proposé par EDF, l'ASN considère que les thèmes retenus par EDF sont pertinents au regard des enjeux de sûreté. Cependant, l'ASN demande à EDF de compléter son programme sur plusieurs aspects, notamment le périmètre des programmes de contrôle et les objectifs d'amélioration des études. Les demandes portent principalement sur :

- la conformité des installations. L'ASN demande notamment un renforcement de l'examen prévu sur les réacteurs, la réalisation de revues de conception sur certains systèmes et le renforcement de l'organisation d'EDF afin d'être en mesure de corriger, au cours des visites décennales, les écarts de conformités qui affectant certains équipements ;
- la maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence. Les compléments concernent notamment, pour les équipements sous pression nucléaires, la vérification de la tenue mécanique des cuves, la prise en compte des effets de l'environnement sur le phénomène de fatigue mécanique et l'évolution des propriétés des matériaux ;
- la sûreté des piscines de désactivation. Dans ce cadre, l'ASN a demandé à EDF de justifier

les dispositions prises pour limiter à une valeur aussi basse que raisonnablement possible l'inventaire radioactif dans chaque bâtiment du combustible des réacteurs en exploitation ;

- la limitation des conséquences des accidents (hors accidents graves). L'ASN a notamment demandé à EDF, pour la réévaluation des conséquences des accidents intégrant les événements et délais de réaction des opérateurs retenus pour la conception de l'EPR, d'appliquer les règles des études des conditions de fonctionnement de dimensionnement, qui sont conservatives ;
- l'amélioration de la gestion des accidents avec fusion du cœur, avec notamment l'analyse de dispositions visant à la diminution de la fréquence et des conséquences des situations de fusion du cœur avec ouverture du dispositif d'éventage-filtration de l'enceinte de confinement. L'ASN a également demandé à EDF de justifier la qualification des équipements nécessaires en cas d'accident avec fusion du cœur.
- les agressions internes et externes, en renforçant les exigences à appliquer sur les niveaux d'agression à retenir et en faisant l'hypothèse de défaillances sur certaines dispositions de protection prévues. La démonstration de la maîtrise des risques liés à l'incendie devra également être renforcée.



À NOTER

Réacteur 2 de Paluel : chute d'un générateur de vapeur lors du remplacement des générateurs de vapeur

Alors que le réacteur 2 de la centrale de Paluel était à l'arrêt depuis mai 2015 pour sa troisième visite décennale, le 31 mars 2016, un générateur de vapeur est tombé au cours de sa maintenance.

Le remplacement des générateurs de vapeur était réalisé pour la première fois sur ce type de réacteur (cette opération a déjà été réalisée

sur de nombreux réacteurs de 900 MWe).

Le GV qui est tombé était le troisième des quatre GV à maintenir. Les deux premiers avaient déjà été évacués normalement du bâtiment réacteur.

L'évacuation du bâtiment du réacteur (BR) d'un GV qui est remplacé comporte les phases suivantes : il est d'abord soulevé par le pont polaire équipé de dispositifs spécifiques, puis est placé sur un chariot pour le sortir du BR. Pendant cette deuxième opération, le GV est basculé de sa position verticale d'origine vers une position horizontale. C'est lors de cette opération que la chute est survenue.

L'ASN a réalisé le jour même de l'incident une inspection réactive aux titres de la sûreté nucléaire et de l'inspection du travail. Une seconde inspection a été menée par l'ASN le 7 avril 2016 afin de procéder aux premières constatations dans le BR du réacteur 2 de Paluel. Elle poursuit une enquête approfondie sur les causes de cet accident.

Au titre du code du travail, l'ASN a prescrit des vérifications par des organismes agréés de la conformité réglementaire de la chaîne de levage des GV (pont polaire et dispositifs spécifiques conçus et mis en œuvre pour la maintenance des GV). Par ailleurs, des points réguliers sont faits avec EDF sur la mise en sécurité des personnes devant intervenir pour procéder au déblaiement de la zone accidentée et à l'évacuation ultérieure du générateur de vapeur.

Au titre du code de l'environnement, EDF a déclaré le 1^{er} avril 2016 un événement significatif. Dans ce cadre, l'ASN contrôle les actions correctives mises en place et la prise en compte du retour d'expérience par EDF.

En juin 2016, dans l'attente de son évacuation, EDF a sécurisé le GV tombé afin d'en empêcher tout mouvement. Il a ensuite été évacué début 2017.

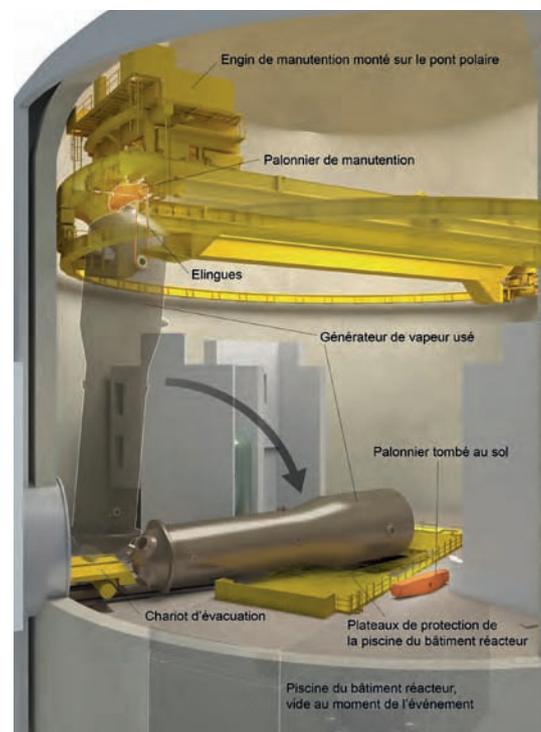
L'ASN poursuit ses actions, notamment pour comprendre l'origine de la chute du GV. L'utilisation de dispositifs spécifiques ajoutés au pont polaire pour les réacteurs de 1 300 MWe différents de ceux utilisés pour les réacteurs de 900 MWe figure parmi les principales causes identifiées par EDF (défaut de conception du nouveau palonnier le rendant intrinsèquement instable). À ce stade, pour l'ASN, la rupture de la chaîne de levage ayant entraîné la chute du GV du réacteur 2 de Paluel met également en lumière des défaillances dans les processus de surveillance et de prise de décision de

la part d'EDF vis-à-vis de l'entité prestataire en charge du remplacement des GV.

L'ASN examine également les propositions d'EDF visant à permettre la reprise des opérations en vue de l'évacuation du GV tombé, puis la reprise du remplacement des GV. Les opérations de déblaiement dans le BR permettront d'accéder aux divers équipements qui y sont présents afin de réaliser les expertises nécessaires à l'identification des dommages survenus sur l'installation de manière directe, voire indirecte (impacts potentiels induits par la chute du GV d'une masse de plus de 450 tonnes). Les examens qui ont pu être réalisés ont mis en évidence plusieurs endommagements du revêtement métallique de la piscine du BR qui nécessiteront vraisemblablement des réparations importantes.

Dans l'attente de la réalisation de l'ensemble de ces contrôles et de la fin des travaux, le réacteur de Paluel 2 demeure à l'arrêt. À la suite des évolutions réglementaires récentes, EDF a déposé auprès de la ministre chargée de la sûreté nucléaire un dossier de prorogation de cet arrêt au titre de l'article L. 593-24 du code de l'environnement et de l'article 41 du décret du 2 novembre 2007 modifié, afin que l'arrêt ne soit pas considéré comme définitif au bout de deux ans.

L'ASN contrôlera l'exécution des réparations nécessaires et des vérifications à mener en vue du redémarrage de l'installation.



Les réacteurs de 1 450 MWe

Le réexamen périodique associé aux premières visites décennales

Les études génériques et les modifications associées aux premiers réexamens périodiques des réacteurs de 1 450 MWe ont fait l'objet d'une position de l'ASN en 2012, qui demandait notamment des compléments à EDF pour démontrer le caractère suffisant, soit des études menées, soit des modifications apportées aux installations lors de leur première visite décennale, afin de répondre totalement aux objectifs fixés dans le cadre du réexamen périodique.

Les premières visites décennales se sont déroulées entre 2009 et 2012.

Les réponses d'EDF et les rapports de conclusions des réexamens périodiques des quatre réacteurs de 1 450 MWe sont en cours d'analyse et l'ASN envisage de transmettre sa position sur la poursuite de leur fonctionnement au ministre chargé de la sûreté nucléaire en 2017.

Le réexamen périodique associé aux deuxièmes visites décennales

EDF a transmis en 2011 ses propositions d'orientations du programme générique d'études du réexamen périodique associé aux deuxièmes visites décennales des réacteurs de 1 450 MWe. Après consultation du GPR en 2012, EDF a complété son programme générique d'études par plusieurs actions et a affiné certaines de ses propositions. L'ASN s'est prononcée en février 2015 sur les orientations du réexamen associé aux deuxièmes visites décennales des réacteurs de 1 450 MWe. L'ASN considère notamment que les objectifs de sûreté à retenir pour le réexamen VD2-N4 devront être définis au regard des objectifs applicables aux nouveaux réacteurs et a demandé à EDF d'étudier dans les meilleurs délais les dispositions susceptibles de répondre à cette exigence, dans l'objectif de les mettre en œuvre dès les deuxièmes visites décennales des réacteurs de 1 450 MWe.

Les deuxièmes visites décennales des réacteurs de 1 450 MWe sont programmées à partir de 2019 pour le réacteur de Chooz B2 et s'échelonnent jusqu'en 2022.

3.3 Le contrôle du réacteur EPR

Flamanville 3

Le contrôle des activités d'ingénierie de Flamanville 3

L'ASN a réalisé en 2016 trois inspections dans les services d'ingénierie d'EDF en charge des études de conception détaillée de Flamanville 3 sur les activités d'élaboration et d'utilisation de la maquette 3D pour les études de conception détaillée de Flamanville 3, les activités d'analyse des résultats obtenus lors des essais de démarrage de l'INB 167 et la qualification des équipements aux conditions accidentelles.

L'instruction de la demande d'autorisation de mise en service et de la demande d'autorisation de mise en service partielle de Flamanville 3

L'ASN a reçu en mars 2015 la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3. À l'issue d'un examen préliminaire, l'ASN a confirmé que l'ensemble des pièces exigées par la réglementation étaient formellement présentes mais a estimé que des informations supplémentaires devaient être apportées pour que l'ASN puisse statuer sur l'éventuelle autorisation de mise en service.

L'ASN a cependant engagé l'instruction technique du dossier sur les sujets sur lesquels peu d'éléments manquaient. Certains sujets ont donné lieu à des demandes de l'ASN en 2016. Il s'agit de la justification de la méthode d'étude de la phase moyen terme de l'accident d'éjection de grappe, la justification de la méthode tridimensionnelle d'étude de l'accident de retrait incontrôlé de groupes à puissance nulle, le contrôle de la réactivité, la justification de la méthode tridimensionnelle totalement couplée pour l'étude de la rupture de tuyauterie vapeur, la qualification de l'outil de calcul scientifique CIGAL pour le calcul du temps de chute des grappes, la démarche générale de conception et de développement de la partie classée F1A du système de protection, l'analyse de l'exhaustivité du programme d'essais de démarrage, la conception détaillée du système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG), la conception détaillée du système d'injection de sécurité et de refroidissement à l'arrêt (RIS-RA), l'examen des moyens organisationnels, humains et techniques pour la conduite du réacteur, qui avait fait l'objet d'une réunion du GPR en 2015, les dispositions de gestion et de limitation des conséquences d'un accident grave, qui avaient été examinées par le GPR en 2015.

Les règles générales d'exploitation feront l'objet de demandes de l'ASN en 2017.

Trois réunions du GPR ont été consacrées à Flamanville 3 en 2016 sur les sujets suivants : les études de la démonstration de sûreté, la sûreté de l'entreposage et de la maintenance du combustible, la conception des systèmes de sûreté et la protection contre les effets des agressions internes et externes. L'ASN formalisera prochainement les demandes résultant de ces analyses.

L'ASN a également reçu en mars 2015 la demande d'autorisation de mise en service partielle de Flamanville 3, nécessaire pour recevoir du combustible dans le périmètre de l'installation et réaliser certains tests. Un examen préliminaire de ce dossier a aussi été réalisé par l'ASN, qui a conclu que certains compléments étaient nécessaires, notamment pour l'évaluation des risques et nuisances qui pourraient résulter des essais utilisant des gaz traceurs radioactifs pour vérifier le bon fonctionnement de certains équipements de traitement des effluents. Dans ce cadre, l'ASN mettra prochainement à jour ses décisions prises en 2010 définissant les limites et les modalités de rejets dans l'environnement des effluents liquides et gazeux pour les réacteurs nucléaires du site de Flamanville.

Le contrôle des activités de construction sur le site de Flamanville 3

Sur le chantier de Flamanville 3, l'ASN a réalisé en 2016 20 inspections consacrées au contrôle de la construction, de la réalisation des essais de démarrage et de la préparation des équipes qui seront en charge de l'exploitation du réacteur. Celles-ci ont porté en particulier sur les thèmes techniques suivants :

- les activités de montage mécanique, concernant notamment les circuits connectés au circuit primaire et aux circuits secondaires de la chaudière nucléaire, les équipements du couvercle de cuve, les circuits auxiliaires nucléaires, les traversées mécaniques de l'enceinte de confinement dont le tube de transfert, les racks d'entreposage du combustible usé en piscine ainsi que les équipements nécessaires au fonctionnement des groupes électrogènes de secours ;
- les activités de montage des systèmes électriques, dont les opérations de tirage et de raccordement de câbles dans les bâtiments ;
- la mise en œuvre d'une modification importante du contrôle-commande du réacteur ;
- la radioprotection des travailleurs, à travers notamment la réalisation d'une inspection renforcée sur cette thématique pendant trois jours ;
- la poursuite des essais de démarrage et l'organisation associée, en particulier pour les équipements localisés dans la station de pompage du réacteur ;
- les contrôles non destructifs des soudures, notamment à l'occasion de la visite complète initiale du circuit primaire et la radioprotection des travailleurs ;
- l'organisation de l'équipe d'exploitation du futur réacteur Flamanville 3 pour l'élaboration de la documentation d'exploitation, la mise à profit des essais de démarrage pour valider une partie de cette documentation, la préparation aux situations d'urgence et la prise en compte des facteurs organisationnels et humains ;
- l'impact environnemental du chantier ;
- les activités de finition du génie civil.

Dans ses activités de contrôle du chantier, l'ASN a porté en 2016 une attention particulière aux sujets suivants :

- la poursuite des montages mécaniques de l'installation avec des standards de propreté et de tenue de chantier se rapprochant de ceux mis en œuvre en exploitation. Notamment, l'ASN veille à ce qu'EDF mette en place une organisation robuste pour la gestion du risque d'introduction de corps étrangers dans les circuits. Par ailleurs, l'ASN maintient son contrôle de la surveillance exercée par EDF sur les intervenants extérieurs et veille notamment à la gestion adéquate des écarts détectés lors de cette surveillance avec la mise en œuvre d'éventuelles mesures conservatoires lorsque cela s'avère nécessaire ;
- le maintien d'une stratégie de conservation des équipements et des structures présents sur le chantier jusqu'à la mise en service de Flamanville 3. En raison des reports annoncés par EDF pour la mise en service du réacteur et à la suite d'écarts rencontrés lors de la conservation d'échangeurs de chaleur neufs, l'ASN veille à ce qu'EDF continue à apporter une attention particulière à la définition

et au respect d'exigences associées à la conservation des équipements déjà installés et des structures construites en tenant compte notamment de l'impact de la mise en eau des circuits pour les épreuves hydrauliques et les essais de démarrage. L'ASN examine régulièrement ce point lors de ses inspections en veillant notamment à la gestion par EDF des risques associés aux co-activités³ liées à l'intervention simultanée de plusieurs corps de métier dans les bâtiments ;

- le maintien dans le temps des actions définies à la suite de lacunes importantes détectées par l'ASN dans le cadre des contrôles des soudures du circuit primaire principal au titre de la visite complète initiale ;
- la préparation et la réalisation des essais de démarrage des équipements de la station de pompage. Les essais de démarrage doivent contribuer à la démonstration que les structures, systèmes et composants du réacteur respectent les exigences qui leur sont assignées ;
- la préparation à l'exploitation du réacteur Flamanville 3 par l'entité d'EDF qui en sera chargée après son démarrage. Cette entité est actuellement composée de plus de 400 agents. En vue de la mise en service du réacteur, EDF poursuit un processus permettant de transférer progressivement la responsabilité du fonctionnement des structures, systèmes et composants depuis l'entité en charge des activités de construction et des opérations de démarrage du réacteur vers l'entité en charge de son exploitation future. Les étapes de ce processus permettent aux futurs personnels d'exploitation de parfaire leurs compétences, de se familiariser avec les équipements du réacteur, d'élaborer la documentation d'exploitation et de développer les outils adéquats. À travers son contrôle, l'ASN vérifie si les futures équipes d'exploitation tirent profit du retour d'expérience et des meilleures pratiques mises en œuvre dans les centrales nucléaires d'EDF et si elles s'approprient au mieux le fonctionnement des matériels pendant la construction du réacteur et les essais de démarrage des systèmes ;
- la gestion appropriée par EDF de la protection de l'environnement et notamment la bonne identification et l'exploitation rigoureuse des matériels de chantier y contribuant ;
- la radioprotection des travailleurs et notamment le respect du référentiel et des dispositions de conception ainsi que la gestion des sources.

L'inspection du travail sur le chantier de construction du réacteur Flamanville 3

Les actions menées par les inspecteurs du travail de l'ASN en 2016 ont consisté en :

- la réalisation de contrôles des entreprises intervenant sur le chantier ;
- la réponse à des sollicitations directes de la part de salariés ;
- la réalisation d'enquêtes consécutives à la survenue d'accidents du travail.

L'application des règles de sécurité a fait l'objet d'un contrôle régulier.

³ Co-activités : activités distinctes de plusieurs salariés qui ont lieu simultanément dans un temps contraint et dans un même espace.

En 2016, les inspecteurs du travail de l'ASN ont également engagé et mené plusieurs actions de contrôle des dispositions réglementaires régissant les opérations de détachement transnational de travailleurs et ont poursuivi leur action concernant les procédures judiciaires relatives à la lutte contre le travail illégal qui étaient en cours d'instruction.

Les inspections sur la radioprotection

L'ASN a mené en 2016 une inspection renforcée sur la radioprotection sur le réacteur EPR de Flamanville 3 (voir point 3.5.2). Les inspecteurs ont notamment examiné l'organisation et le management de la radioprotection, la maîtrise des chantiers, la gestion des sources radioactives ainsi que le respect des dispositions de conception et la conformité aux référentiels (rapport de sûreté, règles générales d'exploitation).

Le contrôle de la conception des équipements sous pression nucléaires du réacteur Flamanville 3

Au cours de l'année 2016, l'ASN a poursuivi l'évaluation de la conformité de la conception des équipements sous pression nucléaires des circuits primaire et secondaires principaux.

L'ASN ayant constaté des manques de justifications et une incomplétude des dossiers de conception de ces équipements, notamment en ce qui concerne les analyses de risques, les choix des matériaux et l'inspectabilité des équipements en service, elle a tenu avec Areva NP en 2013 et 2014 de nombreuses réunions techniques destinées à définir les compléments devant être apportés. Areva NP a entamé en 2015 et poursuivi en 2016 la révision de l'ensemble de la documentation technique de conception de ces équipements. Cette révision s'achèvera en 2017.

Les organismes habilités pour l'évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires appuient l'ASN, qui les mandate à cet effet, pour l'examen de cette documentation de conception. Les premiers équipements pour lesquels ces examens seront terminés sont des tuyauteries et des clapets du système d'injection de sécurité du réacteur (RIS).

Le contrôle de la fabrication des équipements sous pression nucléaires du réacteur Flamanville 3

Au cours de l'année 2016, l'ASN a poursuivi l'évaluation de la conformité de la fabrication des ESPN des circuits primaire et secondaires principaux. Les fabrications sont terminées pour les gros équipements en dehors des tubulures de la cuve dont l'épreuve hydraulique devrait avoir lieu en 2017 et sont encore en cours pour certains robinets, vannes et clapets.

L'ASN et les organismes habilités procèdent à l'examen de la documentation technique et à des actions de surveillance des opérations de montage des équipements

sous pression nucléaires qui sont réalisées sur site. Ils exigent d'Areva NP qu'il tire le retour d'expérience d'une séquence de montage avant d'engager la suivante. Cela a notamment été le cas après la découverte fin 2014 et en 2015 de défauts dans plusieurs soudures du circuit primaire. Ces défauts sont survenus lors des opérations de raccordement des générateurs de vapeur au circuit primaire, d'une part, et lors du soudage d'un tronçon de la ligne d'expansion du pressuriseur, d'autre part. Toutes ces soudures ont été réparées en 2015 et 2016. L'ASN a réalisé en 2016 deux inspections d'Areva NP portant sur le montage de la chaudière nucléaire et une inspection des organismes ou organes d'inspection habilités mandatés par l'ASN pour exercer une surveillance de ces activités. Par ailleurs ces organismes et organes d'inspection ont eux-mêmes conduit plusieurs centaines d'inspections en 2016.

Depuis fin 2014, un certain nombre d'écart notables affectant des pièces forgées fabriquées au Creusot destinées à Flamanville 3 ont été découverts (voir ci-dessous).

3.4 Les équipements sous pression

La mise en évidence d'une problématique de ségrégation majeure positive en carbone sur les calottes du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR de Flamanville 3

Fin 2014, Areva NP a informé l'ASN que des essais réalisés sur un couvercle représentatif de celui destiné à Flamanville 3 ont montré la présence d'une zone présentant une concentration importante en carbone (ségrégation du carbone) conduisant à des propriétés mécaniques plus faibles qu'attendues. Des mesures ont confirmé la présence de cette anomalie de la composition de l'acier au centre du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR de Flamanville 3.

L'ASN a rendu cette information publique le 7 avril 2015.

Areva NP a transmis mi-2015 à l'ASN un dossier présentant la démarche envisagée pour justifier le caractère suffisant des propriétés mécaniques du matériau utilisé dans la fabrication du couvercle et du fond de la cuve du futur réacteur EPR de Flamanville. Cette démarche s'appuie notamment sur les résultats d'un programme d'essais mécaniques et chimiques.

Après une instruction de ce dossier réalisée conjointement avec l'IRSN, l'ASN a réuni, le 30 septembre 2015, le GPESPN. Des représentants du HCTISN, de l'Association nationale des comités et commissions locales d'information (Anccli) et des autorités de sûreté étrangères concernées par la construction d'un réacteur EPR ont assisté à cette séance en tant qu'observateurs. Le GPESPN a remis à l'ASN un avis et ses recommandations.

Sur cette base, l'ASN a pris position le 12 décembre 2015 sur la démarche de justification des propriétés mécaniques du couvercle et du fond de la cuve de l'EPR de Flamanville 3 proposée par Areva NP.

Sous réserve de la prise en compte de ses observations et de ses demandes, l'ASN a considéré acceptable, dans son principe, la démarche proposée par Areva NP et n'a pas formulé d'objection au lancement du nouveau programme d'essais prévu.

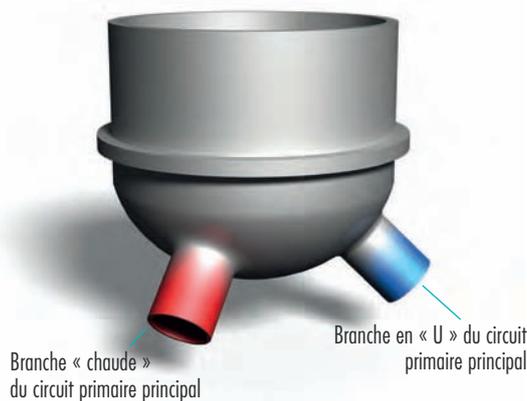
FOND PRIMAIRE de générateur de vapeur



Fond primaire



Coupe d'un fond primaire de GV avec, en bleu, la plaque de partition



Branche « chaude » du circuit primaire principal

Branche en « U » du circuit primaire principal

Le programme d'essais s'est déroulé courant 2016.

Début avril 2016, les premiers résultats des essais ont amené Areva NP à faire évoluer sa démarche de justification. Cette évolution a été présentée au GPESPN lors de la séance du 24 juin 2016 à laquelle des représentants du HCTISN et de l'Ancli ont assisté en tant qu'observateurs.

Areva NP a transmis un dossier technique issu du programme d'essais en décembre 2016. Des compléments sont encore attendus. L'ASN prendra position sur l'aptitude au service de la cuve au plus tôt à la fin du premier semestre 2017.

Le retour d'expérience de la détection de l'anomalie de la cuve de l'EPR de Flamanville

La détection de l'anomalie de la cuve de l'EPR de Flamanville a conduit l'ASN à demander à Areva NP et EDF de tirer l'ensemble du retour d'expérience de cet événement.

Trois processus ont été lancés :

- la recherche, sur d'autres composants des réacteurs d'EDF, d'anomalies techniques similaires à celle détectée sur la cuve de l'EPR de Flamanville. Cette recherche a conduit l'ASN à prescrire des contrôles sur les fonds primaires de certains générateurs de vapeur de réacteurs d'EDF ;
- des revues de la qualité des pièces fabriquées par le passé dans les usines de fabrication d'Areva NP qui ont permis à Areva NP de détecter des irrégularités dans les dossiers de fabrication de Creusot Forge ;
- le lancement de réflexions sur la surveillance réalisée par les exploitants d'installations nucléaires de base sur leurs prestataires et sous-traitants, le contrôle effectué par l'ASN et les mécanismes d'alerte, en cas de mauvaise qualité de fabrication.

La ségrégation du carbone des fonds primaires des générateurs de vapeur

À la suite des demandes de l'ASN, EDF a informé l'ASN, fin 2015, que des fonds primaires de générateurs de vapeur équipant 18 réacteurs de 900 ou 1 450 MWe, fabriqués par Creusot Forge et *Japan Casting and Forging Corporation* (JCFC), étaient également concernés par la problématique de ségrégation du carbone.

La présence d'une telle anomalie est susceptible d'altérer les caractéristiques mécaniques de l'acier constituant le générateur de vapeur, et notamment d'entraîner un risque de rupture de ces équipements.

Une caractérisation approfondie par EDF de ces fonds a été menée à la demande de l'ASN afin de consolider les hypothèses prises par EDF dans les calculs de tenue à la rupture et de confirmer l'absence de risque. À cet effet, des examens sont réalisés sur les fonds qui sont exploités et un programme d'essai destructif a été lancé sur des fonds dédiés à ce programme afin d'améliorer la connaissance du matériau ségrégué.

Les fonds fabriqués par JCFC équipant 12 réacteurs présentent une teneur en carbone plus élevée qui nécessite des mesures spécifiques, en particulier en matière d'exploitation. La nécessité de contrôles supplémentaires sur certains des fonds fabriqués par JCFC a notamment conduit l'ASN à prescrire le 18 octobre 2016 à EDF leur réalisation sous trois mois, conduisant à la mise à l'arrêt de cinq réacteurs concernés avant janvier 2017. Les contrôles avaient déjà été réalisés ou étaient en cours de réalisation sur les sept autres réacteurs.

La détection d'irrégularités dans la fabrication de composants à l'usine Creusot Forge d'Areva NP

À la suite de la mise en évidence de plusieurs anomalies concernant des fabrications réalisées dans l'usine d'Areva NP au Creusot, dont notamment les problématiques de ségrégations majeures positives du carbone, l'ASN a demandé à Areva NP de procéder à une revue générale de la qualité de ses activités nucléaires passées et en cours dans cette usine. Cette revue avait pour objectif d'obtenir une vision d'ensemble de la pertinence de l'organisation et des pratiques de Creusot Forge, de la qualité des pièces produites depuis le début des fabrications destinées à l'EPR de Flamanville 3 et de la culture de sûreté de l'établissement.

Les actions d'audit menées par Areva NP et transmises à l'ASN en octobre 2015, qui ne remontaient que jusqu'en 2010, ont été jugées insuffisantes par l'ASN car ne permettant pas d'obtenir une vision d'ensemble de l'organisation et des pratiques de Creusot Forge, de la qualité des pièces produites et de la culture de sûreté de l'établissement. L'ASN a demandé fin 2015 à Areva NP de la compléter en remontant au moins jusqu'en 2004, date des premières fabrications destinées à l'EPR.

Ces examens ont permis de mettre en évidence des irrégularités dans le contrôle de la fabrication consistant en des incohérences, des modifications ou des omissions dans les dossiers de fabrication portant sur des paramètres de fabrication ou des résultats d'essais. Ces irrégularités concernent des équipements sous pression de réacteurs d'EDF (cuves, générateurs de vapeur et tuyauteries du circuit primaire principal) et des emballages de transport de substances radioactives.

À fin 2016, Areva NP avait identifié 91 irrégularités portant sur les réacteurs en fonctionnement d'EDF, 20 portant sur des équipements destinés au réacteur EPR de Flamanville, une concernant un générateur de vapeur non encore installé destiné au réacteur 5 de la centrale nucléaire de Gravelines et quatre portant sur des emballages de transport de substances radioactives.

L'ASN a mené sa propre analyse de chacune des irrégularités, en liaison avec l'IRSN.

Areva NP a pris la décision en septembre 2016 de réexaminer tous les dossiers de tous les composants nucléaires réalisés à l'usine Creusot Forge d'Areva NP par le passé. Areva NP estime que cet examen nécessitera une année.

Indépendamment de leurs conséquences réelles sur la sûreté, ces irrégularités mettent en lumière des pratiques inacceptables. Certaines de ces irrégularités peuvent constituer des falsifications. L'ASN est en contact avec les services de la justice sur ce sujet.

Les revues engagées par Areva NP doivent se poursuivre et sont susceptibles de mettre en évidence de nouvelles irrégularités. L'ASN s'assure que le processus de revue est conduit à son terme, notamment par des inspections au sein de Creusot Forge.

Le cas particulier de la virole basse d'un générateur de vapeur de Fessenheim 2

Parmi les irrégularités détectées dans les dossiers de Creusot Forge, un écart relatif à la fabrication de la virole basse d'un générateur de vapeur installé sur le réacteur 2 de la centrale nucléaire de Fessenheim a été mis en évidence. Le processus de forgeage de la virole basse de ce générateur de vapeur, réalisé en 2008, n'a pas été mené conformément au dossier technique remis à l'ASN et aux règles de l'art. L'ASN n'avait pas été informée de cette non-conformité. La connaissance de cette non-conformité, sans justification particulière, aurait conduit l'ASN à ne pas délivrer de certificat d'épreuve en 2012. L'ASN a donc suspendu en juillet 2016 le certificat d'épreuve qu'elle avait délivré à Areva NP en 2012 pour ce générateur de vapeur. Le réacteur 2 de Fessenheim est actuellement à l'arrêt et son redémarrage est soumis à l'accord de l'ASN.

3.5 Les autres faits marquants en 2016

3.5.1 Les faits marquants en matière d'inspection du travail

Le contrôle de la réglementation en matière de santé et de sécurité au travail

En matière de santé et de sécurité au travail, les contrôles de l'ASN en 2016 ont notamment porté sur les champs suivants :

- le suivi des activités de chantiers avec une attention particulière aux activités de levage, aux opérations de soudage et aux risques liés à la co-activité et aux travaux en hauteur ;
- l'utilisation de produits chimiques cancérogènes, mutagènes ou ayant un impact sur la reproduction, ainsi que l'amiante ;
- le retour d'expérience des opérations de remplacement de générateurs de vapeur du point de vue de la sécurité des travailleurs ;
- l'évaluation des risques et la prévention en préparation des opérations nécessitant une entrée à l'intérieur des générateurs de vapeur ou des bâtiments réacteurs en puissance ;
- les vérifications obligatoires des ponts polaires des bâtiments réacteur et des ponts lourds des bâtiments combustibles.

Les enquêtes en matière d'accidents du travail sont menées de façon systématique en cas d'accidents ou de presque accidents graves.

La sous-traitance et les prestations de service internationales

L'ASN suit de près les procédures pénales engagées les années précédentes, notamment par des contacts réguliers avec les procureurs de la République. Des actions ont été menées en matière de contrôle des déclarations et des conditions de détachement des salariés d'entreprises étrangères.

3.5.2 Les faits marquants concernant la radioprotection des personnels

Les inspections renforcées sur la radioprotection

L'ASN a mené en 2016 des inspections renforcées sur la radioprotection dans les centrales nucléaires de Paluel, Penly et Flamanville (dont le réacteur EPR de Flamanville 3). Ces inspections ont mobilisé, pour chacune d'entre elles, huit à neuf inspecteurs de l'ASN et deux à quatre experts de l'IRSN. Ils ont examiné l'organisation et le management de la radioprotection, la maîtrise des chantiers, l'application de la démarche d'optimisation, la maîtrise de la propreté radiologique, la gestion des sources radioactives ainsi que le respect des dispositions de conception et la conformité aux référentiels (rapport de sûreté, règles générales d'exploitation) sur le réacteur EPR de Flamanville 3.

Les événements de contaminations significatives

Cinq événements de contaminations significatives (classés au niveau 1 de l'échelle INES) ont été déclarés en 2016 dans les centrales nucléaires exploitées par EDF. Ces événements, qui ont entraîné une exposition supérieure au quart de la limite réglementaire par centimètre carré de peau, ont été classés au niveau 1 sur l'échelle INES. Ils concernent :

- la contamination au visage d'un intervenant prestataire affecté à l'installation de la machine de mise en dépression du circuit primaire à la centrale de Paluel ;
- la contamination au niveau de la jambe d'un intervenant prestataire affecté à des activités de contrôle des supports soudés du circuit de refroidissement du réacteur à l'arrêt à la centrale de Gravelines ;
- la contamination au pied d'une intervenante prestataire affectée au gardiennage des portiques de contrôle de contamination vestimentaire en sortie de zone contrôlée et à la gestion du linge utilisé par les intervenants en zone contrôlée à la centrale de Gravelines ;
- la contamination au visage d'un intervenant prestataire affecté à des opérations de maintenance de la machine de chargement à la centrale de Chinon B ;
- la contamination au visage d'un intervenant prestataire affecté au gardiennage du sas d'entrée dans le bâtiment réacteur 2, à la centrale de Chinon B.

Un événement significatif pour la radioprotection à caractère générique

EDF a déclaré un événement significatif pour la radioprotection à caractère générique relatif à des défauts de zonage radiologique lors d'activités de transfert de résines. Certains locaux pouvant présenter un débit d'équivalent de dose supérieur à 2 mSv/h pendant cette activité et relevant d'une zone orange ou d'une zone rouge n'ont pas été identifiés. Les centrales nucléaires concernées par cet écart sont les centrales de Chinon, Dampierre-en-Burly, Nogent-sur-Seine et Belleville-sur-Loire. Il a été classé au niveau 0 de l'échelle INES.

3.5.3 Les faits marquants concernant l'impact des centrales nucléaires sur l'environnement et les rejets

La révision des prescriptions encadrant les rejets et les prélèvements d'eau

En 2016, l'ASN a achevé l'instruction des dossiers relatifs aux prélèvements d'eau et aux rejets d'effluents des centrales nucléaires de Fessenheim et de Cruas-Meysses, et a poursuivi l'instruction de la révision de celui de Paluel.

Les décisions de l'ASN prises dans ce cadre (voir point 2.14.1) permettent de réglementer des modifications des installations, comme l'évolution du conditionnement chimique du circuit secondaire ou la mise en place de traitements antitartres ou biocides des circuits de refroidissement et de prendre en compte les évolutions de la réglementation.

En parallèle, l'ASN a engagé la révision des arrêtés réglementant les prélèvements, les rejets et la surveillance de l'environnement des centrales nucléaires du Blayais et de Gravelines.

L'ASN a également poursuivi l'instruction des dossiers d'EDF relatifs à la mise en place de prélèvements d'eau visant à garantir un « appoint ultime » d'eau en cas d'accident, tel que prescrit par les évaluations complémentaires de sûreté post-Fukushima (voir point 3.1). L'ASN instruit actuellement les dossiers des centrales nucléaires de Gravelines, Tricastin, Bugey et Nogent-sur-Seine pour cet appoint ultime en eau de refroidissement.

Les arrêts automatiques de rejet d'effluents radioactifs

En 2016, les centrales nucléaires de Saint-Laurent-des-Eaux, Cruas-Meysses, Chinon et Gravelines ont chacune déclaré un événement significatif pour l'environnement (ESE) correspondant à l'atteinte du seuil haut de l'alarme des chaînes de surveillance de l'activité des rejets issus des réservoirs d'entreposage des effluents radioactifs liquides (KER). Ce seuil est fixé à 40 000 becquerels par litre (Bq/L).

Les contrôles préalables au rejet n'ont pas permis la détection du niveau d'activité, ce qui a conduit à solliciter le processus d'arrêt automatique du rejet. Celui-ci ayant correctement fonctionné, les volumes d'effluents rejetés dans l'environnement ont été faibles et n'ont pas eu d'impact sur l'environnement.

4. Les évaluations

4.1 L'évaluation des performances globales des centrales nucléaires en fonctionnement

4.1.1 L'évaluation de la sûreté nucléaire

L'exploitation des réacteurs

L'ASN estime que la rigueur d'exploitation en 2016 est contrastée entre les différentes centrales nucléaires. Le nombre d'arrêts automatiques des réacteurs par activation des systèmes de protection est moins élevé que les années précédentes, ce qui traduit un progrès sur la maîtrise de certaines activités d'exploitation. Cependant, des non-respects des spécifications techniques d'exploitation sont une nouvelle fois à l'origine d'un nombre non négligeable d'événements significatifs malgré l'amélioration de la maîtrise des configurations des circuits (lignages et consignations). Ces événements sont la conséquence d'un manque de rigueur dans la préparation et l'exécution des activités d'exploitation. Ils traduisent aussi une appropriation insuffisante des risques induits par ces activités.

Plus généralement, l'ASN considère qu'EDF met insuffisamment l'accent sur la prévention des écarts liés aux activités d'exploitation. Notamment, comme en 2015, les contrôles mettent en évidence une documentation opérationnelle peu ergonomique et des pratiques manquant parfois de rigueur malgré l'ambition affichée par EDF de « fiabiliser les interventions ».

Par ailleurs, au vu des adaptations récentes apportées à ses processus internes d'identification de ces écarts, l'ASN s'interroge sur la capacité de l'exploitant à en percevoir les conséquences éventuelles, et à engager le traitement adapté. Ce constat doit amener le management d'EDF à accentuer la place accordée à l'analyse technique des écarts. Une attitude interrogative, conduisant à une analyse approfondie et rigoureuse des situations, contribue au développement de la culture de sûreté.

La filière indépendante de sûreté (FIS), interne à EDF, joue son rôle de vérification des actions et décisions



COMPRENDRE

La filière indépendante de sûreté

La FIS assure la vérification et l'analyse du respect des exigences de sûreté par la filière opérationnelle. Elle comprend trois niveaux : l'inspecteur général rattaché au président du groupe EDF assisté d'une équipe d'inspecteurs, le directeur délégué sûreté de la DPN, assisté de l'inspection nucléaire, et le chef de mission sûreté qualité sur chaque unité, assisté du service sûreté qualité. Les ingénieurs sûreté, qui appartiennent au service sûreté qualité, assurent quotidiennement une vérification de l'état de sûreté de l'installation.

prises par les services en charge de l'exploitation des installations, avec une implication accrue par rapport à l'année précédente. Le positionnement de la FIS par rapport au service en charge de l'exploitation a cependant parfois manqué d'assise sur certains sites. La complexité des différentes missions assurées par les ingénieurs sûreté (vérifications, audit, conseils et appui aux autres services) est à l'évidence un des facteurs déterminant de cette fragilité, notamment lors des périodes de forte charge de travail.

La conduite en situation d'incident, d'accident ou d'urgence

En 2016, l'ASN a mené plus de vingt inspections sur les dispositions organisationnelles et techniques prévues par EDF en cas d'incident, d'accident, d'accident grave, et de situation d'urgence.

Les inspections sur l'organisation et les moyens de crise ont révélé un niveau d'appropriation correct des principes d'organisation, de préparation et de gestion des situations d'urgence relevant d'un PUI. Ces principes sont décrits dans le référentiel national harmonisé de novembre 2014 validé par l'ASN. Les équipes actrices de la mise œuvre de ce plan apparaissent bien dimensionnées au regard des exigences spécifiées dans les référentiels de l'exploitant. Tous les équipiers de crise participent annuellement à un exercice. Le retour d'expérience de ces exercices doit cependant être mieux pris en compte sur les sites comme dans les services centraux d'EDF.

Les relations entre chaque centrale et les acteurs tiers impliqués dans la gestion d'une situation d'urgence (hôpitaux, services de secours) sont plutôt satisfaisantes bien que certains sites rencontrent des difficultés à réaliser les exercices avec ces entités externes.

En 2016, l'ASN a également contrôlé les modalités de mise à jour, d'appropriation et d'amélioration des documents nécessaires à la maîtrise d'une situation dégradée. Ce contrôle est étendu aux modalités de gestion et de mise

en œuvre des matériels mobiles nécessaires en situation d'accident ou d'accident grave.

Les inspections réalisées en 2016 ont amené l'ASN à demander à EDF de renforcer :

- ses processus de vérification et de validation des documents utilisés en situation d'incident ou d'accident ;
- la maintenance et la gestion des matériels mobiles utilisés en situation dégradée ou en situation d'urgence ;
- la prise en compte du retour d'expérience des exercices de crise.

Les risques d'incendie et d'explosion

En 2016, l'ASN a mené 15 inspections dans le domaine de la maîtrise des risques liés aux incendies et aux explosions, dans 15 centrales nucléaires.

L'incendie

À l'issue de ses inspections, pour ce qui concerne le risque d'incendie, l'ASN note que les relations entre les sites et les services départementaux de lutte contre l'incendie et de secours sont plutôt satisfaisantes. Le nombre de départs de feu enregistrés pour l'année 2016 est inférieur à celui de 2015.

Néanmoins, des constats déjà effectués les années précédentes restent toujours d'actualité sur certains sites inspectés :

- une gestion perfectible des anomalies de sectorisation des locaux afin de prévenir la propagation d'un incendie ;
- des écarts liés à la gestion des inhibitions de la détection incendie ;
- des écarts de gestion des entreposages de matériels qui représentent des potentiels calorifiques importants, notamment lors des phases d'arrêt de réacteur ;
- des écarts dans la mise en œuvre des permis de feu ;
- des difficultés d'accessibilité des matériels de lutte contre l'incendie.

L'ASN note les efforts entrepris par certains sites pour réduire ces écarts par le déploiement d'outils et de plans d'action mais considère que ces derniers, pour être efficaces, doivent faire l'objet d'un accompagnement plus poussé auprès du personnel. Par ailleurs, les délais de résorption de certains écarts ou de mise en œuvre d'actions correctives issues du retour d'expérience méritent d'être réduits.

L'explosion

L'ASN a également évalué au cours de ses inspections la mise en œuvre de l'organisation des sites vis-à-vis du risque d'explosion, contrôlant la maîtrise de ce risque au titre de la sûreté nucléaire ainsi qu'au titre de la protection des travailleurs.

Certaines actions de maintenance et de contrôles demandées par la doctrine interne d'EDF (test d'étanchéité à l'azote de la double enveloppe de certaines tuyauteries véhiculant des fluides hydrogénés...) ne sont toujours pas mises en œuvre. De plus, la mise à jour de certains documents (procédures d'essais périodiques et document

relatif à la protection contre les explosions), l'intégration du retour d'expérience, le traitement de certains écarts et le déploiement de certaines modifications peuvent faire l'objet de reports qui ne sont pas toujours justifiés vis-à-vis des conséquences potentielles pour la sûreté.

L'ASN considère qu'EDF doit porter une attention toute particulière à ce sujet et s'assurer que la démarche de prévention des risques d'explosion est déclinée avec la toute la rigueur nécessaire sur l'ensemble des sites.

Les activités de maintenance

L'ASN note que la qualité de réalisation des activités de maintenance est perfectible, le nombre des défauts de qualité constatés ne diminuant pas. Les intervenants doivent encore faire face aux contraintes liées à l'organisation du travail, à l'insuffisance de la préparation de certaines activités, à des modifications de planning et à des problèmes de coordination des chantiers, qui provoquent des retards ou des reports d'activités. Ces difficultés sont notamment signalées en ce qui concerne les activités non planifiées, telles que le traitement d'aléas.

L'ASN constate que les défauts de maîtrise des activités dus à des difficultés dans l'approvisionnement des pièces de rechange et dans la réparation des matériels persistent.

De plus, des retards dans la réalisation de contrôles ou dans l'intégration documentaire de nouveaux programmes de maintenance conduisent encore à une détection tardive d'écarts ou de dégradations de matériels.

L'ASN observe également régulièrement un manque de rigueur dans les actions de contrôles techniques des interventions et de surveillance des prestataires.

Par ailleurs, l'ASN note une amélioration de la gestion du maintien de la qualification des équipements aux conditions accidentelles ainsi que des opérations de requalification de ces matériels après des opérations de maintenance.

Enfin, l'ASN considère que la méthode de maintenance AP-913 (voir point 2.7.1) est de nature à permettre à l'exploitant de disposer d'une meilleure connaissance de l'état de ses installations et d'en assurer une maintenance plus régulière mais que sa mise en œuvre pratique sur les centrales peut être améliorée.

Dans une perspective d'extension de la durée de fonctionnement du parc en exploitation, du programme « grand carénage » et du retour d'expérience de l'accident de Fukushima, l'ASN considère important qu'EDF poursuive ses efforts engagés pour résoudre les problématiques évoquées et améliorer l'efficacité de ses activités de maintenance (voir point 4.1.2).

L'état des matériels

Les programmes d'essais périodiques, de maintenance et de remplacement des matériels, la démarche de réexamen

de sûreté, ainsi que la correction des écarts de conformité doivent permettre de contrôler et de pérenniser la capacité des matériels d'une centrale nucléaire à assurer les fonctions qui leur sont assignées pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement.

La détection, la caractérisation et le traitement des écarts sont des dispositions réglementaires de l'arrêté INB du 7 février 2012. Ces dispositions sont importantes puisqu'elles participent à la maîtrise de la conformité des installations aux exigences de protection des intérêts visés par la loi, condition nécessaire à leur exploitation. En outre, la maîtrise de la conformité doit permettre aux améliorations découlant des réexamens périodiques de pouvoir reposer sur un état réel des installations connu et robuste.

En 2016 et en 2017, l'ASN a identifié parmi ses thèmes prioritaires d'inspection la gestion des écarts affectant les centrales nucléaires. Les résultats des inspections menées en 2016 mettent en lumière les difficultés rencontrées par les centrales pour l'identification, la caractérisation et le traitement des écarts.

Les contrôles menés en 2016 par l'ASN, pendant les arrêts de réacteurs pour maintenance et rechargement en combustible comme pendant les périodes de fonctionnement des réacteurs, ont mis en évidence plusieurs écarts qui remettaient en question la disponibilité réelle de certains systèmes importants pour la sûreté des installations, tels que les systèmes électriques ou les systèmes de sauvegarde. Certains défauts identifiés sont liés à la conception des équipements : sous-dimensionnement des turbines à combustion, risques d'interaction entre les circuits d'injection de sécurité (RIS) et aspersion de secours (EAS) en cas de séisme du fait de leur implantation. L'ASN relève par ailleurs des insuffisances dans les programmes de maintenance et d'essais périodiques : calculs d'incertitude erronés ou non réalisés, procédures d'essais périodiques comportant des critères incohérents, programmes de maintenance préventive insuffisants face à des phénomènes de dégradation avérés.

L'ASN poursuivra donc en 2017 des inspections sur la maintenance réalisée sur les matériels et le traitement des écarts.

La maîtrise de la conformité des installations en exploitation sera également examinée en vue de la préparation du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, dont le premier exercice est prévu à partir de 2019.

La première barrière de confinement

L'ASN considère qu'en 2016 l'état de la première barrière de confinement, qui est constituée par la gaine du combustible, est globalement satisfaisant, à l'exception de la situation particulière du site de Golfech, où des inétanchéités de gaine de combustible et la présence de nombreux corps étrangers dans le circuit primaire ont été relevées.



À NOTER

La résorption des écarts

L'ASN a publié, en 2015, le guide n° 21 sur la gestion des écarts de conformité dans les REP, qui introduit le principe de résorption « dès que possible » d'un écart et précise les attentes de l'ASN concernant le « délai de résorption adapté aux enjeux » mentionné dans l'arrêté INB du 7 février 2012. L'année 2016 a été l'occasion de confirmer une tendance observée ces dernières années pour le traitement des écarts par EDF : dans plusieurs cas, l'exploitant privilégie la justification de l'acceptabilité de l'écart plutôt que sa résorption.

Par ailleurs, la persistance d'écarts pendant plusieurs années a été confirmée par un certain nombre de constatations faites cette année sur les réacteurs en exploitation, comme la présence d'objets dans les colonnes montantes du système d'aspersion de secours de l'enceinte, qui est un système de sauvegarde du réacteur.

L'organisation mise en place pour éviter les endommagements de combustible du fait de l'introduction de corps étrangers dans le circuit primaire a permis de faire progresser l'état de la première barrière, notamment au début de sa mise en place. En 2016, le nombre d'événements significatifs liés à la manutention de combustible est faible et est considéré comme stable par rapport à 2015.

Toutefois, pour 2016, l'ASN note les événements suivants :

- le mauvais positionnement d'un assemblage de combustible dans la piscine de désactivation dans les deux réacteurs de Belleville-sur-Loire ;
- la présence récurrente d'assemblages inétanches dans les deux réacteurs du site de Civaux, avec en particulier la présence de quatre assemblages inétanches à Civaux 2 ;
- la rupture d'un crayon détecté inétanche lors de sa tentative d'extraction en piscine de désactivation de Golfech 2.

L'ASN ne note pas en 2016 de difficulté particulière concernant l'efficacité de la chute des grappes absorbantes.

La deuxième barrière de confinement

L'ASN considère que la situation de la deuxième barrière en 2016 est préoccupante, l'année ayant été marquée par la découverte de l'anomalie de ségrégation des fonds primaires des générateurs de vapeur. Cette ségrégation en carbone des fonds primaires est susceptible d'altérer les caractéristiques mécaniques de l'acier constituant ces équipements, et notamment d'entraîner un risque de rupture. La prévention de ce risque, qui concerne 18 réacteurs, a conduit à la mise en place de mesures de précautions

supplémentaires en exploitation pour limiter l'impact des sollicitations thermiques sur les fonds primaires des générateurs de vapeur.

Il a également été constaté en 2016 des niveaux d'encrassement très importants dans certains générateurs de vapeur de plusieurs réacteurs, susceptibles d'altérer la sûreté de leur fonctionnement. Ce constat a révélé l'insuffisance de la maintenance pour maintenir leur état de propreté satisfaisant. L'ASN note également que la mise en œuvre des procédés de nettoyage permettant de restaurer l'état de propreté des équipements a induit des phénomènes de corrosion nécessitant des actions de contrôle en service.

En complément de l'appréciation de cet état des lieux, qui est en retrait par rapport à celle de 2015, l'ASN note que les dernières opérations de remplacement des générateurs de vapeur des réacteurs de 900 MWe ont été retardées à cause de nombreux écarts affectant la fabrication de ces équipements et vont conduire à la mise en œuvre d'opérations de sécurisation des tubes présentant des fissures jusqu'à la réalisation de l'opération de remplacement des générateurs de vapeur.

Le suivi en service des autres équipements du circuit primaire principal, en application de l'arrêté du 10 novembre 1999, est réalisé de manière appropriée. La détection d'une nouvelle fissure sur la traversée de fond de cuve n° 58 du réacteur 3 de Cattenom illustre le risque de nouvelles dégradations associées au vieillissement des installations et confirme la nécessité d'adapter en conséquence le niveau d'exigence de suivi en service et l'anticipation du développement des procédés de réparation. L'ASN note la réalisation de l'opération de réparation définitive de la pénétration de fond de cuve n° 4 du réacteur 1 de Gravelines, qui a démontré les capacités de l'exploitant à déployer les ressources adéquates sur ce sujet.

La troisième barrière de confinement

Gestion globale de la fonction de confinement

Par rapport à l'année 2015, l'ASN note que l'organisation mise en œuvre sur les centrales pour suivre les activités et systèmes susceptibles d'avoir un impact sur le confinement statique et dynamique des installations reste globalement satisfaisante. Les règles relatives à la maintenance des systèmes concourant au maintien du confinement des installations sont globalement connues, maîtrisées et appliquées par les exploitants des centrales. Néanmoins, des améliorations sont encore attendues sur l'état du confinement, de la troisième barrière et de ses constituants, notamment concernant la maintenance des dispositifs d'étanchéité statiques.

Les enceintes à simple paroi revêtue sur la face interne d'une peau d'étanchéité métallique

Le vieillissement des enceintes des réacteurs de 900 MWe a été examiné en 2005 lors du réexamen de sûreté associé

à leur troisième visite décennale afin d'évaluer leur étanchéité et leur tenue mécanique. Les épreuves enceintes réalisées lors des arrêts décennaux de ces réacteurs depuis 2009 n'ont pas mis en lumière de problème particulier susceptible de remettre en cause leur exploitation pour dix années supplémentaires, à l'exception du réacteur 5 de la centrale du Bugey.

En effet, une épreuve de l'enceinte de ce réacteur réalisée en 2011, bien que conforme (taux de fuite acceptable), a montré une évolution défavorable de son étanchéité. L'ASN a demandé par la prescription référencée [INB 89-36] de sa décision n° 2014-DC-0474 du 23 décembre 2014 à la centrale du Bugey de programmer une nouvelle épreuve. Lors de la visite partielle du réacteur 5 qui a débuté le 27 août 2015, les essais d'étanchéité ont été réalisés et ont mis en évidence une nouvelle augmentation du taux de fuite de l'enceinte. Par la décision n° 2015-DC-0533 du 1^{er} décembre 2015, l'ASN a demandé que le traitement des défauts du revêtement d'étanchéité métallique de cette enceinte soit soumis à l'accord préalable de l'ASN. Le traitement adéquat de ces défauts est un préalable au redémarrage du réacteur. L'ASN instruit actuellement le dossier de réparation soumis par EDF en 2016.

Pour le reste des enceintes des réacteurs de 900 MWe, les résultats des troisièmes épreuves décennales des enceintes ont montré jusqu'ici des taux de fuite conformes aux critères réglementaires (29 réacteurs sur 34 ont réalisé cette épreuve).

Les enceintes à double paroi

Les résultats des épreuves des enceintes à doubles parois réalisées lors des premières visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe avaient permis de détecter une augmentation des taux de fuite de la paroi interne de certaines de ces enceintes par rapport à la mise en service des installations, sous l'effet combiné de déformations du béton et de pertes de précontrainte de certains câbles plus importantes qu'anticipées à la conception.

EDF a alors engagé d'importants travaux consistant à recouvrir localement, par un revêtement d'étanchéité en résine, l'intrados de la paroi interne des enceintes les plus affectées des réacteurs de 1 300 MWe mais aussi des réacteurs de 1 450 MWe. Les épreuves réalisées depuis ces travaux, lors des secondes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe et des premières visites décennales des réacteurs de 1 450 MWe ont toutes respecté leurs critères réglementaires de taux de fuite. Afin de sécuriser le respect de ces critères lors des prochaines visites décennales, EDF envisage de compléter, pour certains réacteurs, les revêtements d'étanchéité à l'extrados par des revêtements du même type que ceux mis en œuvre à l'intrados des enceintes internes des bâtiments réacteurs.

L'ASN reste vigilante quant à l'évolution de l'étanchéité de ces enceintes, non revêtues à la conception par une

peau métallique intégrale. Une analyse des enjeux liés au confinement des réacteurs à doubles parois a ainsi été examinée par le GPR le 26 juin 2013, dans la perspective des troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe. L'ASN s'est prononcée sur ce sujet en juin 2014 et sera attentive au respect des engagements qu'EDF a pris à cette occasion.

4.1.2 L'évaluation des dispositions concernant les hommes et les organisations

L'organisation du travail et les conditions d'intervention des intervenants

L'ASN relève toujours en 2016 de très nombreuses insuffisances concernant les conditions d'intervention des personnels. EDF déploie des investissements importants afin d'améliorer la logistique des opérations de maintenance. L'ASN a cependant pu constater des matériels inadaptés aux tâches à effectuer, du fait de leur indisponibilité ou de leur mauvaise conception, des locaux exigus ou inaccessibles, des défauts de signalétique ou des indications difficiles à lire. Sur plusieurs sites, des difficultés relationnelles entre EDF et son prestataire dans le cadre de la prestation globale d'assistance chantier ont une incidence négative sur la gestion de l'assistance des chantiers, avec par exemple des problèmes d'approvisionnement des matériels consommables liés à la radioprotection.

Sur tous les sites, les documents mis à disposition des intervenants par EDF se révèlent très régulièrement trop complexes, inappropriés, incomplets ou peu adaptés, et parfois absents. Ce constat, fait depuis de nombreuses années par l'ASN, interroge sur l'efficacité du processus d'élaboration et de révision documentaire mis en œuvre par EDF, ceci d'autant que ces insuffisances peuvent induire de la pénibilité chez les intervenants et une diminution de la performance. Des documents inadaptés figurent très souvent parmi les causes ayant conduit à la survenue d'événements significatifs.

Par ailleurs, l'accessibilité des locaux et l'environnement physique de travail (luminosité, chaleur, bruit) des intervenants continuent d'entraîner des conditions d'intervention dégradées. L'ASN a ainsi constaté sur plusieurs sites une inefficacité de l'éclairage dans le bâtiment réacteur.

Des efforts importants sont engagés par EDF pour développer la mise en œuvre des pratiques de fiabilisation des interventions. Pour l'ASN, il convient de développer également des actions d'amélioration propres aux sites concernant l'organisation et les conditions d'intervention. En effet, les intervenants doivent faire face à des contraintes liées à l'organisation du travail, notamment pendant les arrêts de réacteur, telles que l'insuffisance de la préparation de certaines activités, des modifications de planning et des problèmes de co-activité et de coordination entre acteurs. Ces contraintes peuvent, elles aussi, conduire à des conditions d'intervention dégradées.

L'ASN a noté positivement qu'en 2016 plusieurs sites avaient travaillé à améliorer la sérénité en salle de commande. Compte tenu des travaux de grande ampleur qui sont à réaliser par EDF à la suite des ECS ou dans le cadre des réexamens périodiques, l'ASN considère qu'EDF doit poursuivre ses efforts concernant la sérénité des intervenants d'EDF et issus d'entreprises prestataires en salle des machines et dans le bâtiment réacteur, en leur proposant un environnement de travail approprié permettant des conditions d'intervention optimales (notamment en termes de documentation, d'ambiance lumineuse, de gestion des co-activités et de planification des activités).

Les dispositions concernant les hommes et les organisations dans les activités de modification des réacteurs en exploitation

Au niveau national, EDF a développé la démarche « sociaux, organisationnels et humains – SOH » qui a pour ambition de transformer les pratiques d'ingénierie chez EDF, pour mieux tenir compte des hommes et des organisations dans l'évolution des systèmes et dans la modification des matériels et des organisations, ceci dès la phase de conception. L'ASN considère la philosophie de la démarche SOH comme pertinente et importante pour garantir la sûreté des installations et la sécurité des travailleurs. Néanmoins, les efforts consentis par EDF dans le déploiement de la démarche SOH, notamment au sein de tous les centres d'ingénierie, doivent se poursuivre pour atteindre les effets attendus.

Les modifications matérielles et documentaires étant gérées essentiellement au niveau national, les sites n'ont pas toujours les marges de manœuvre pour pouvoir améliorer l'environnement de travail des intervenants quand une difficulté est identifiée localement. Ainsi, les améliorations réalisées au niveau des sites se résument généralement à la mise en œuvre de dispositions palliatives, sans action sur le problème lui-même.

Le management des compétences, de la formation et des habilitations

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'unité de formation production ingénierie, de formations courtes et très ciblées en fonction des 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 en 2016 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 faire partie des éléments de la situation de travail qui ont induit la survenue d'événements significatifs.

Compte tenu des travaux de grande ampleur qui sont à réaliser par EDF à la suite des ECS ou dans le cadre des réexamens périodiques, l'ASN considère que les efforts d'EDF en matière de recrutement et de formation doivent être poursuivis.

4.1.3 L'évaluation de la santé et de la sécurité, des relations professionnelles et de la qualité de l'emploi dans les centrales nucléaires

La conclusion d'un accord portant sur le forfait jours des cadres a permis d'apporter des éléments de réponse à la question de la durée de travail des cadres. Par ailleurs, les durées de repos quotidien et hebdomadaire sont globalement mieux respectées. Certaines situations de risques professionnels sont toujours préoccupantes et doivent s'améliorer : risques liés aux équipements de travail et particulièrement aux appareils de lavage, risques chimiques, risques électriques. La question de la prise en compte du risque lié à l'amiante donne encore lieu à intervention de l'inspection du travail, celui-ci n'étant pas toujours identifié avant travaux.

Des progrès sont encore attendus dans le domaine de la gestion de la co-activité (qualité des plans de prévention notamment), du recours à la sous-traitance et des situations de détachement de salariés étrangers. Des mouvements sociaux se sont produits au sein de certaines entreprises sous-traitantes, révélant par endroits des relations tendues avec EDF.

L'ASN a également invité EDF à améliorer la diffusion du retour d'expérience et des bonnes pratiques entre les sites.

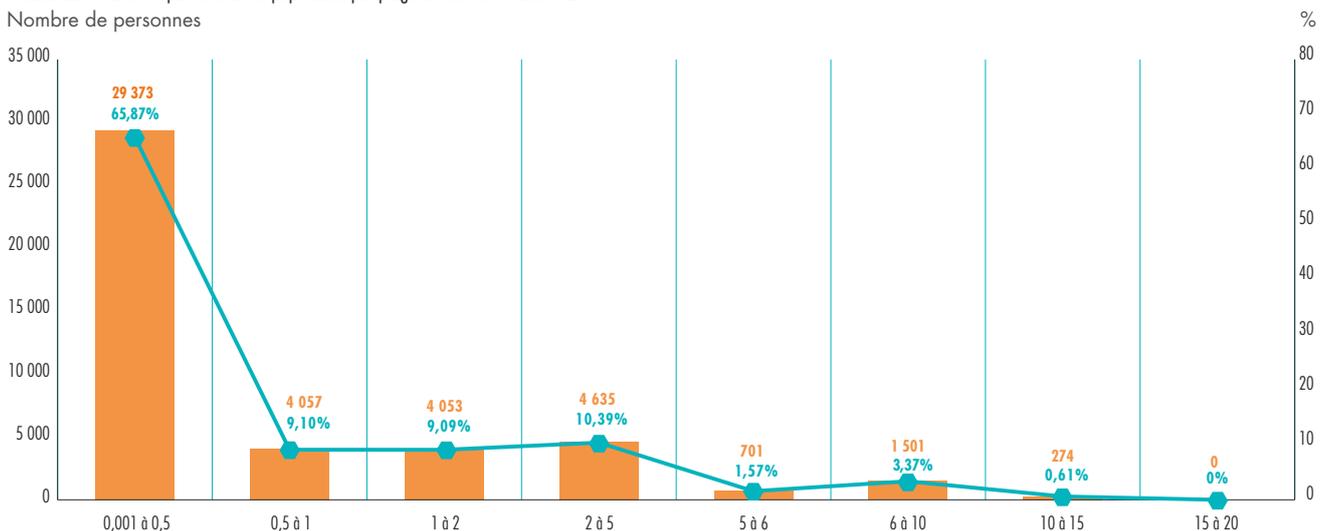
4.1.4 L'évaluation de la radioprotection

En 2016, l'ASN a mené 24 inspections relatives à la radioprotection. Les centrales nucléaires de Paluel, Penly et Flamanville ainsi que l'EPR en construction ont fait l'objet d'une inspection renforcée en 2016.

La dosimétrie collective sur l'ensemble des réacteurs a augmenté en 2016 par rapport à l'année 2015 (graphique 2) dans un contexte de volume de maintenance en hausse. La dose moyenne reçue par les travailleurs pour une heure de travail en zone contrôlée a également augmenté en 2016 mais reste plus faible que la valeur enregistrée en 2014. Les doses reçues par les travailleurs sont réparties selon une distribution illustrée ci-après par les graphiques 1 et 3.

Le graphique 1 présente la répartition de la population en fonction de la dosimétrie externe pour le corps entier. On constate que la dosimétrie de 75 % des travailleurs exposés est inférieure à 1 mSv pour l'année 2016, ce qui correspond à la limite réglementaire annuelle pour le public. Aucun dépassement de la limite réglementaire annuelle relative à la dosimétrie externe pour le corps entier (20 mSv) n'a été relevé en 2016.

GRAPHIQUE 1 : répartition de la population par plage de dose sur l'année 2016



Le graphique 2 présente l'évolution au cours des dix dernières années de la dose collective reçue par les travailleurs dans les centrales nucléaires. Ce graphique montre une stabilisation de la dose collective moyenne par réacteur, traduisant des résultats contrastés entre les sites, et la poursuite des efforts d'optimisation dans un contexte d'évolution à la hausse du volume des travaux de maintenance en zone contrôlée ces dernières années.

Le graphique 3 présente l'évolution de la dosimétrie individuelle moyenne pour le corps entier en fonction des catégories de métiers de travailleurs intervenant dans les centrales nucléaires. Les catégories de travailleurs les plus exposés en 2016 sont les personnels en charge de la pose et de la dépose des calorifuges et les soudeurs.

L'ASN considère que la situation des centrales nucléaires en 2016 dans le domaine de la radioprotection est améliorable sur quelques points :

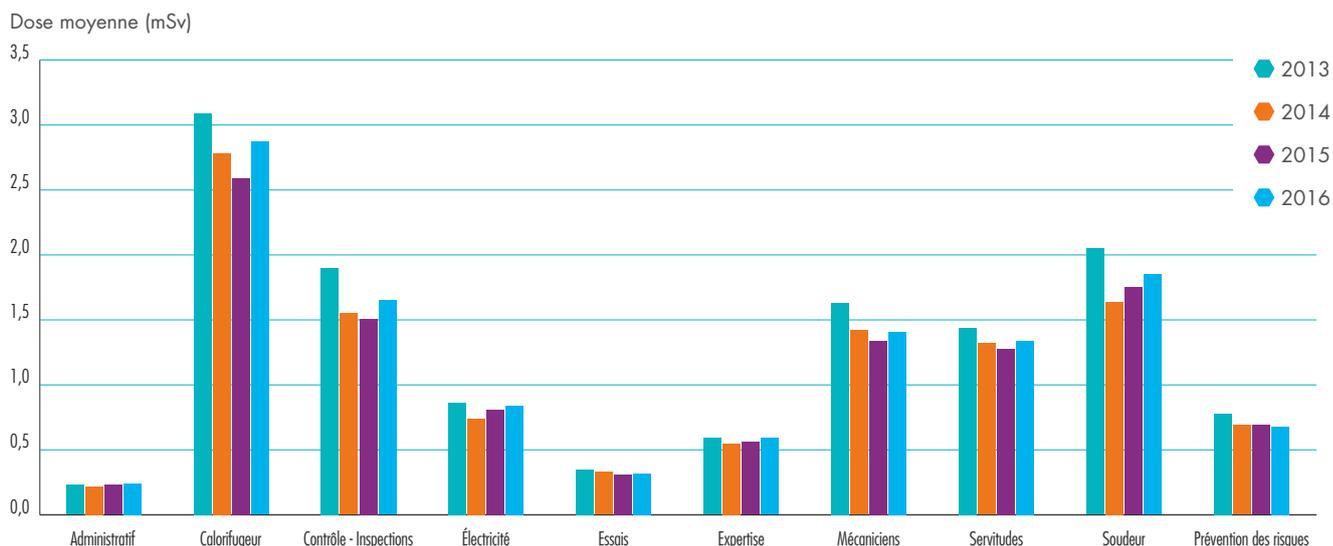
- la maîtrise du zonage radiologique et des dispositions associées est perfectible. En particulier les analyses de risques des interventions n'identifient pas toujours les risques d'entrée dans une zone spécialement réglementée « orange » ou « rouge » ;
- la maîtrise des chantiers de radiographie industrielle reste fragile ; en particulier, l'ASN relève plusieurs événements relatifs à des franchissements du balisage des zones d'opération ou la présence d'intervenants dans le balisage de zones d'exclusion. Des progrès sont attendus concernant la préparation des chantiers, en particulier la prise en compte de la co-activité et la qualité

GRAPHIQUE 2 : dose collective moyenne par réacteur



Source : EDF

GRAPHIQUE 3 : évolution de la dose individuelle moyenne en fonction des catégories de métiers des travailleurs intervenant dans les centrales nucléaires



Source : EDF

des visites d'installation réalisées lors de la préparation de ces chantiers ;

- la maîtrise de la dispersion de la contamination à l'intérieur du bâtiment réacteur est encore insuffisante en raison de défauts de confinement des chantiers ou de défauts de signalisation des niveaux de contamination. L'ASN relève des situations récurrentes de non-respect des consignes relatives aux contrôles de contamination du personnel à la sortie des chantiers ;
- un manque de culture de radioprotection de certains intervenants a été relevé par les inspecteurs de l'ASN sur plusieurs sites.

L'ASN note que cinq situations de contamination corporelle ayant conduit à l'intégration par les intervenants d'une dosimétrie supérieure au quart de la limite réglementaire par centimètre carré de peau ont été relevées en 2016. Les insuffisances susmentionnées dans la maîtrise de la propreté radiologique peuvent contribuer à retarder la détection de contaminations corporelles des intervenants (voir point 3.5.2).

Malgré les actions présentées à l'ASN, des améliorations sont encore attendues dans l'optimisation de la dosimétrie prévisionnelle des arrêts de réacteur et la préparation des chantiers.

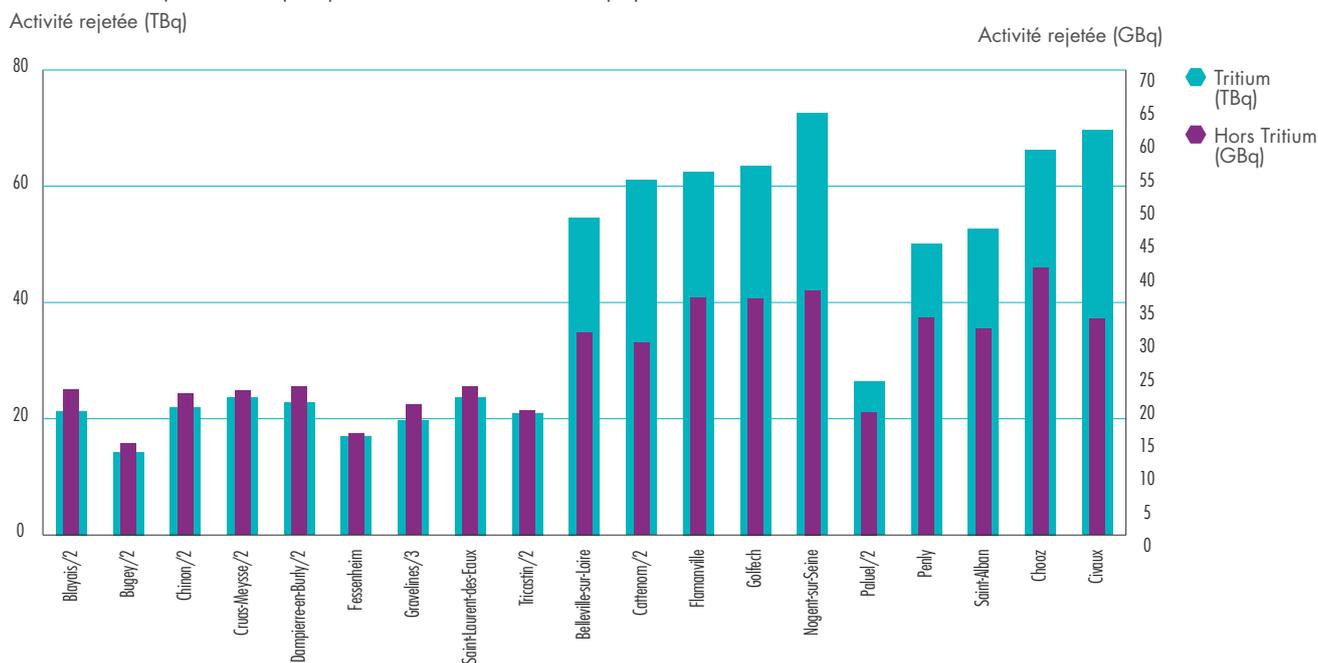
4.1.5 Maîtrise des nuisances et de l'impact sur l'environnement

En 2016, l'ASN a mené 43 inspections relatives à la maîtrise des nuisances et de l'impact des centrales nucléaires sur l'environnement. Elles portent principalement sur la prévention des nuisances, la maîtrise des rejets dans l'environnement et la gestion des déchets. Les centrales nucléaires de Cattenom, Chooz et Cruas-Meysses ont fait l'objet d'une inspection renforcée.

Si l'organisation en matière de maîtrise des nuisances et de l'impact des centrales nucléaires sur l'environnement est jugée globalement satisfaisante sur la plupart des sites, l'ASN constate que plusieurs écarts relevés lors des inspections précédentes persistent. La prise en compte du retour d'expérience reste un axe de progrès et l'ASN observe que des écarts perdurent dans les domaines de l'exploitation et de la surveillance des installations. En particulier :

- la détection et le traitement des écarts relatifs à la conformité des installations sont perfectibles voire insuffisants ;
- le suivi des activités effectuées par des prestataires demeure souvent insuffisant ;

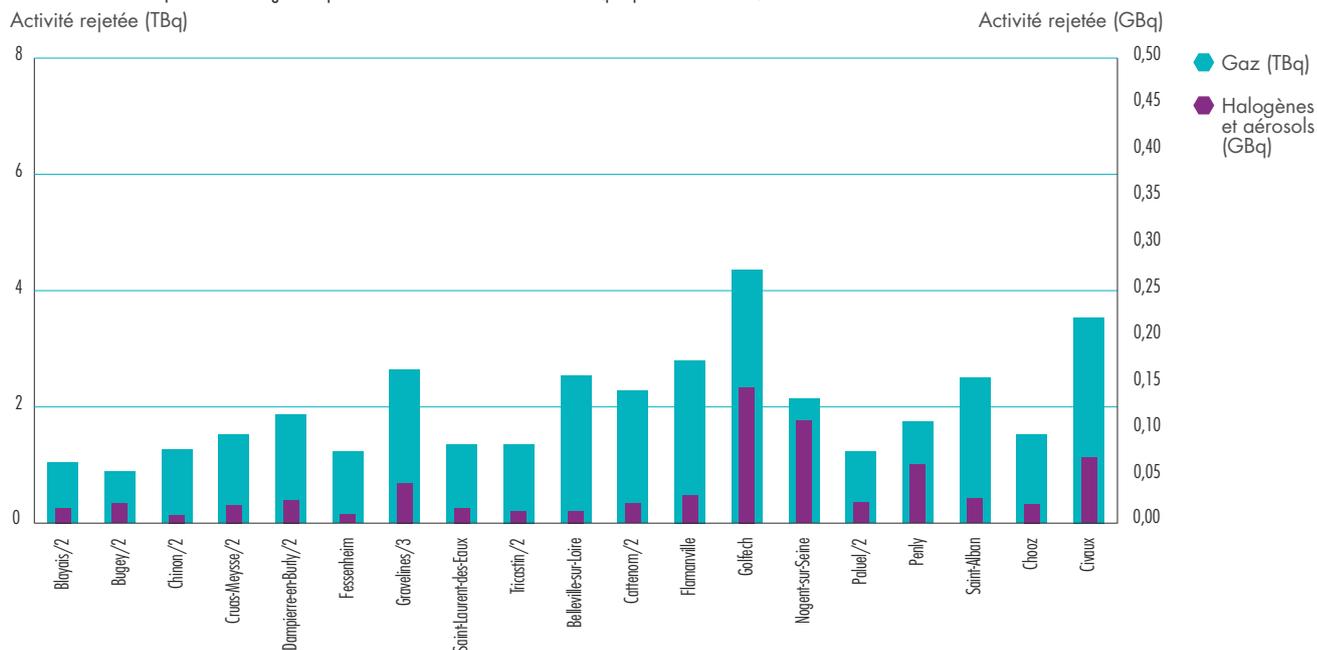
GRAPHIQUE 4 : rejets radioactifs liquides pour les centrales nucléaires en 2016 (par paire de réacteurs)



Chaque site pouvant avoir un nombre de réacteurs différents, pour permettre la comparaison d'un site à l'autre, les résultats sont ramenés par « paire de réacteurs ». Cela revient par exemple à :

- conserver les résultats en l'état pour le site de Golfech, qui a deux réacteurs ;
- diviser par deux ceux de Chinon, qui a quatre réacteurs (Chinon/2) ;
- diviser par trois ceux de Gravelines, qui a six réacteurs (Gravelines/3).

GRAPHIQUE 5 : rejets radioactifs gazeux pour les centrales nucléaires en 2016 (par paire de réacteurs)



Chaque site pouvant avoir un nombre de réacteurs différents, pour permettre la comparaison d'un site à l'autre, les résultats sont ramenés par « paire de réacteurs ». Cela revient par exemple à :

- conserver les résultats en l'état pour le site de Golfech, qui a deux réacteurs ;
- diviser par deux ceux de Chinon, qui a quatre réacteurs (Chinon/2) ;
- diviser par trois ceux de Gravelines, qui a six réacteurs (Gravelines/3).

- les défauts de confinement des liquides montrent également que certaines dispositions d'exploitation et de maintenance font défaut ;
- la qualité de la documentation relative aux risques conventionnels et aux modalités d'exploitation des installations reste perfectible, notamment en ce qui concerne l'affichage de certaines consignes au niveau des installations et l'étiquetage des substances dangereuses ;
- la démarche d'intégration par EDF des équipements et activités relatifs à la maîtrise des nuisances et de l'impact sur l'environnement parmi les équipements et activités importants pour la protection définis par l'arrêté INB du 7 février 2012 est toujours insuffisante et doit être notablement renforcée ;
- les écarts aux référentiels d'exploitation concernant la gestion des déchets persistent, notamment en ce qui concerne l'exploitation des bâtiments d'entreposage de déchets radioactifs.

4.1.6 L'analyse du retour d'expérience

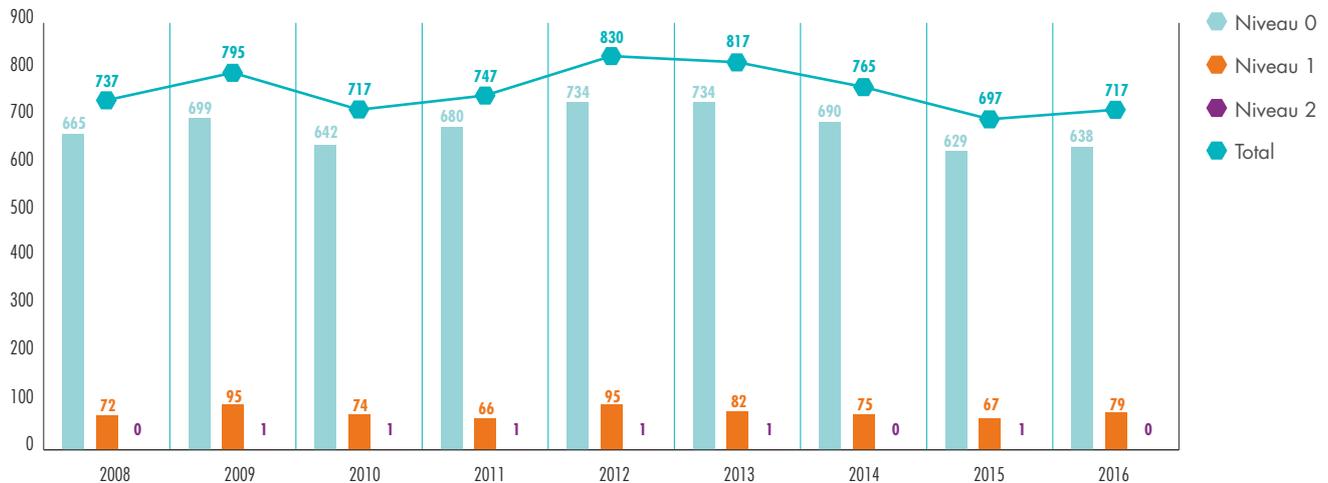
Le processus de retour d'expérience

Le retour d'expérience, en tant que démarche organisée et systématique de recueil et d'exploitation des signaux que donne un système, est un des outils essentiels du management de la sûreté et de la radioprotection. Il constitue un enjeu important pour EDF qui, à ce titre, a notamment développé et mis en œuvre une nouvelle méthode d'analyse des événements significatifs sur l'ensemble de ses sites.

Néanmoins, l'ASN note toujours en 2016 un manque de profondeur des analyses. Le processus de vérification, par les services centraux d'EDF, de la qualité des rapports d'événements significatifs établis par les centrales n'a pas encore pleinement produit ses effets dans la mesure où l'ASN constate encore une forte hétérogénéité des analyses nécessaires à la définition des correctives et préventives. Si les analyses effectuées par certains sites permettent d'aller au-delà des causes apparentes et mettent en exergue des dysfonctionnements organisationnels, les analyses effectuées sur d'autres sites restent globalement toujours au niveau des causes apparentes, ceci alors même que le site dispose de personnels compétents dans le domaine de l'analyse des facteurs organisationnels et humains.

Il est aussi régulièrement constaté par l'ASN que les mesures correctives mises en œuvre par les sites ne permettent pas de répondre aux dysfonctionnements organisationnels mis en lumière dans les analyses. L'intégration des sous-traitants, alors même qu'ils effectuent la majeure partie des activités de maintenance lors des arrêts de réacteur, est toujours insuffisante, même s'il est à noter que certains sites débutent l'expérimentation de l'ouverture aux prestataires permanents de la base de données permettant la remontée des écarts.

Les écarts à l'origine d'événements significatifs sont analysés par les services centraux d'EDF dans l'objectif d'évaluer leur caractère générique. Cette phase permet notamment d'identifier les écarts dont le traitement requiert un pilotage de niveau national par l'exploitant et la définition

GRAPHIQUE 6 : évolution du nombre d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF de 2008 à 2016**GRAPHIQUE 7 :** évolution du nombre d'événements significatifs par domaine dans les centrales nucléaires d'EDF de 2008 à 2016

Les événements hors échelle INES sont également pris en compte.

d'actions curatives, correctives et préventives homogènes d'un site à l'autre. Les contrôles de l'ASN dans ces services centraux ont révélé que le dispositif d'identification des événements à portée générique n'a pas encore l'efficacité requise, notamment pour la prévention des écarts.

D'une manière générale, il est toujours constaté une insuffisance du partage et de l'usage effectif des enseignements du retour d'expérience, que ce soit entre les sites, entre les services au sein d'un même site, ou au niveau des activités, lors des essais périodiques ou de la maintenance lors des arrêts de réacteurs. À cet égard, les analyses des risques ou les « fiches REX à l'intervenant » disponibles dans le dossier d'intervention et présentées lors de la réunion préparatoire d'un chantier présentent encore des insuffisances. Ainsi, EDF doit progresser pour faire connaître aux intervenants le retour d'expérience et leur permettre de consacrer un temps suffisant à cette activité.

L'analyse des statistiques sur les événements significatifs

En application des règles relatives à la déclaration des événements significatifs (voir chapitre 4, point 3.3), l'ASN a reçu de la part d'EDF, en 2016, 583 événements significatifs au titre de la sûreté, 122 au titre de la radioprotection et 77 au titre de la protection de l'environnement.

Le graphique 6 présente l'évolution du nombre d'événements significatifs déclarés par EDF et classés sur l'échelle INES depuis 2008.

Le graphique 7 présente l'évolution depuis 2008 du nombre d'événements significatifs en fonction du domaine de déclaration : événements significatifs pour la sûreté (ESS), événements significatifs pour la radioprotection (ESR) et événements significatifs pour l'environnement (ESE).

Quel que soit le domaine de déclaration, plusieurs de ces événements, qui sont similaires dans les centrales ou résultent de causes communes, sont regroupés sous l'appellation d'événements significatifs génériques (ESG). Onze ont été déclarés en 2016 dans le domaine de la sûreté et un dans le domaine de la radioprotection.

Le nombre d'ESS déclarés est stable cette année par rapport à 2015 (-0,5 %).

Le nombre d'ESR a augmenté d'environ 12 % par rapport à 2015.

Le nombre d'ESE est stable par rapport à l'année 2015.

Le détail des événements significatifs pour chaque site est présenté au chapitre 8.

4.2 L'évaluation de la fabrication des équipements sous pression nucléaires

Les irrégularités dans les usines de fabrication

L'année 2016 a été marquée par la mise en évidence d'irrégularités pouvant constituer des falsifications et des dissimulations d'écarts, d'ampleur et de gravité plus ou moins importantes, dans plusieurs usines de fabrication d'équipements sous pression nucléaires. Cela a été en particulier le cas dans l'usine Creusot Forge d'Areva NP (voir point 3.4) au sein de laquelle ces pratiques ont perduré pendant plusieurs décennies.

L'ASN considère que ces irrégularités mettent en lumière des pratiques inacceptables. Ces dernières remettent en cause le niveau de qualité irréprochable attendu pour la fabrication des équipements qui contribue à garantir leur tenue en service. Ces irrégularités touchent en particulier des équipements du circuit primaire figurant parmi les plus importants des réacteurs électronucléaires et dont les conséquences de la rupture ne sont pas étudiées dans la démonstration de sûreté nucléaire.

Ce retour d'expérience et les inspections de l'ASN mettent en lumière des lacunes importantes dans la culture de qualité et de sûreté nucléaire d'une partie des intervenants présents dans ces usines. Bien que ceux-ci soient très éloignés géographiquement et culturellement des activités réalisées dans les centrales nucléaires, ils participent à la sûreté de ces installations et doivent avoir conscience des enjeux sous-jacents à leur travail.

L'ASN attend donc des différents industriels, en particulier des exploitants, qui sont responsables de la sûreté nucléaire, qu'ils mettent en place des actions structurantes afin de garantir un haut niveau de qualité dans les chaînes d'approvisionnement.

Renforcer les justifications de la conception des équipements sous pression nucléaires

L'ASN a été régulièrement amenée à faire le constat que les justifications et démonstrations apportées par les fabricants dans le cadre de la réglementation relative aux équipements sous pression nucléaires, en particulier en ce qui concerne la bonne conception de ces équipements, sont insatisfaisantes. Les industriels, en particulier EDF et Areva NP, ont en conséquence mis en place à partir du premier semestre 2015 des actions structurantes afin de faire évoluer leurs pratiques et les mettre en conformité avec les exigences réglementaires. L'ASN a suivi ces actions, dont la plus grande partie est réalisée dans le cadre de l'Association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels des chaudières électronucléaires (AFCEN) et implique la majorité de la profession. L'ASN note positivement cette démarche et a reconnu en 2016 le caractère approprié de certaines publications de l'AFCEN. Elle sera attentive à ce que cette démarche soit menée jusqu'à son terme.

5. Perspectives

En 2017, les actions de l'ASN dans le domaine du contrôle des centrales nucléaires porteront plus particulièrement sur les thèmes suivants.

Les réexamens périodiques

L'année 2017 permettra la poursuite de l'instruction des études génériques du quatrième réexamen périodique des réacteurs de 900 MWe, ainsi que du deuxième réexamen périodique des réacteurs de 1 450 MWe.

L'ASN participera aux travaux du HCTISN visant à définir les modalités de la consultation du public sur les dispositions proposées par EDF pour la poursuite de fonctionnement de ses réacteurs à l'occasion du premier réexamen périodique après la trente-cinquième année d'exploitation, afin que cette participation du public soit effective et puisse nourrir les prises de décision de l'ASN.

Le contrôle de la mise en œuvre des modifications matérielles et documentaires issues des troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe, à l'occasion des visites décennales, reste un enjeu tout particulier compte tenu de leur ampleur et de leur nature, dans un contexte de renouvellement générationnel marqué.

L'ASN contribuera également à la rédaction du rapport français sur la maîtrise du vieillissement des réacteurs nucléaires, en vue d'une revue par les pairs organisée au niveau européen sous l'égide de l'ENSREG.

Le retour d'expérience de l'accident de Fukushima

Le contrôle de la mise en place des dispositions matérielles et organisationnelles qui permettent à EDF de justifier de la maîtrise des fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes reste une priorité de l'ASN.

En 2017, l'ASN poursuivra l'examen des dispositions de conception, de construction et d'exploitation qu'EDF a retenues pour répondre aux prescriptions attachées au « noyau dur ». Dans ce cadre, les dispositions de prévention d'un accident grave seront examinées. Par ailleurs, l'ASN poursuivra le contrôle des travaux de déploiement sur les sites des éléments lourds du noyau dur (diesels d'ultime secours, source d'eau ultime, centre de crise local). Elle instruira également les dossiers de demande d'autorisation visant à l'implantation d'autres modifications ou équipements du « noyau dur ».

Le contrôle du réacteur EPR

Outre l'examen de la conception détaillée du réacteur EPR de Flamanville 3, le contrôle de la mise en place des équipements et de la préparation des essais de démarrage de ce réacteur mobilise l'ASN sur le site, dans les centres d'ingénierie et chez les fournisseurs d'EDF. Les contrôles des inspecteurs de la sûreté nucléaire resteront soutenus.

L'année 2017 verra aussi la poursuite de l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service de ce réacteur, ainsi que de la demande de mise en service partielle, qui correspond à l'arrivée sur le site du combustible nucléaire. L'examen de cette demande amènera l'ASN à vérifier la prise en compte des exigences fixées dans le décret d'autorisation de création de Flamanville 3 et les prescriptions complémentaires qu'elle a prises. L'ASN poursuivra également les évaluations de conformité des équipements sous pression nucléaires les plus importants pour la sûreté. Elle prendra en particulier position sur l'aptitude au service de la cuve.

Le traitement des écarts

Le retour d'expérience du fonctionnement des réacteurs électronucléaires révèle encore des insuffisances dans les processus mis en œuvre par l'exploitant pour obtenir puis maintenir dans le temps la conformité des installations à leurs référentiels de conception et d'exploitation. Il met aussi en évidence des faiblesses dans la conception des modifications et de leurs documents d'exploitation. Une part de ces écarts de conformité est découverte lors d'actions de vérifications sur les matériels dans le cadre de contrôles périodiques ou par sondage. À l'occasion du quatrième réexamen périodiquement des réacteurs de 900 MWe, l'ASN veillera au développement de revues de conception pour compléter le processus de détection des écarts de conformité latents. Elle tirera également le retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs pendant la période 2012-2014 pour améliorer le maintien de la conformité des équipements et le traitement efficace des écarts.

Le contrôle des équipements sous pression nucléaires

L'année 2016 a été marquée par deux événements forts dans le domaine des équipements sous pression nucléaires : la mise en évidence d'une anomalie générique sur les fonds primaires de générateur de vapeur ayant conduit à l'arrêt de plusieurs réacteurs afin de réaliser des contrôles et la découverte d'irrégularités pouvant s'apparenter à des falsifications au sein de l'usine Creusot Forge d'Areva NP.

L'ASN poursuivra en 2017 les actions qu'elle a entreprises à la suite de ces deux événements. Elle contrôlera en particulier la mise en œuvre de la revue de tous les composants fabriqués par le passé au sein de Creusot Forge. Elle s'assurera que ce processus de revue est conduit à son terme afin d'apprécier l'ensemble des irrégularités qui ont pu affecter les fabrications passées et en tirer toutes les conséquences sur la sûreté des installations.

L'ASN finalisera par ailleurs ses réflexions en cours sur l'adaptation nécessaire des méthodes de contrôle pour faire face à des pratiques frauduleuses. L'ASN attend des actions de chacun des industriels concernés et en premier lieu des exploitants nucléaires, qui sont responsables de la sûreté nucléaire. Ces adaptations devront couvrir la prévention de la fraude, sa détection, sa déclaration et son traitement quand un cas est détecté.

Enfin, l'ASN poursuivra en 2017 l'important travail d'approfondissement qu'elle a engagé en 2015 avec les fabricants, les exploitants et les organismes qu'elle habilite sur l'application de la réglementation relative aux équipements sous pression nucléaires.

L'organisation des acteurs de la filière nucléaire

L'année 2017 sera marquée par la poursuite des évolutions du groupe Areva, qui intervient sur les centrales nucléaires notamment en tant qu'ingénierie, prestataire de maintenance et concepteur et fabricant de matériels. L'ASN veillera à ce que les nouvelles organisations qui seront retenues prennent en compte les enjeux de sûreté et à ce que les démarches d'amélioration de la sûreté déjà engagées se poursuivent. Elle poursuivra des échanges à haut niveau avec les acteurs de la filière nucléaire pour s'en assurer.

