
12

LES CENTRALES NUCLÉAIRES D'EDF



1. LES GÉNÉRALITÉS SUR LES CENTRALES ÉLECTRONUCLÉAIRES

384

1.1 LA DESCRIPTION D'UNE CENTRALE NUCLÉAIRE

- 1.1.1 La présentation générale d'un réacteur à eau sous pression
- 1.1.2 Le cœur, le combustible et sa gestion
- 1.1.3 Le circuit primaire et les circuits secondaires
- 1.1.4 Les circuits de refroidissement
- 1.1.5 L'enceinte de confinement
- 1.1.6 Les principaux circuits auxiliaires et de sauvegarde
- 1.1.7 Les autres systèmes importants pour la sûreté

2. LE CONTRÔLE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE 388

2.1 LES FACTEURS SOCIAUX, ORGANISATIONNELS ET HUMAINS

2.2 LA MAÎTRISE DES ACTIVITÉS SOUS-TRAITÉES

2.3 L'EXPLOITATION ET LA CONDUITE DU RÉACTEUR

- 2.3.1 La conduite en fonctionnement normal : veiller au respect du référentiel et examiner les modifications documentaires et matérielles
- 2.3.2 La conduite en cas d'incident ou d'accident
- 2.3.3 La conduite en cas d'accident grave

2.4 LE COMBUSTIBLE

- 2.4.1 Les évolutions de la gestion du combustible en réacteur
- 2.4.2 La surveillance de l'état du combustible en réacteur

2.5 LES ÉQUIPEMENTS SOUS PRESSION

- 2.5.1 Le contrôle de la fabrication des équipements sous pression nucléaires
- 2.5.2 Le contrôle des circuits primaire et secondaires principaux
- 2.5.3 La surveillance des zones en alliage à base de nickel
- 2.5.4 La surveillance de la résistance des cuves des réacteurs
- 2.5.5 La surveillance de la maintenance et le remplacement des générateurs de vapeur
- 2.5.6 Le contrôle des autres équipements sous pression des réacteurs

2.6 LA VÉRIFICATION DE LA CONFORMITÉ DES ENCEINTES DE CONFINEMENT

2.7 LA PROTECTION CONTRE LES ÉVÉNEMENTS NATURELS, LES INCENDIES ET LES EXPLOSIONS

- 2.7.1 La prévention des risques liés au séisme
- 2.7.2 L'élaboration des règles de protection des inondations
- 2.7.3 La prévention des risques liés à la canicule et à la sécheresse
- 2.7.4 La prise en compte des risques d'incendie
- 2.7.5 La prise en compte des risques d'explosion

2.8 LE CONTRÔLE PAR L'ASN DES ARRÊTS DE RÉACTEUR

2.9 LA MAINTENANCE ET LES ESSAIS

- 2.9.1 Le contrôle des pratiques de maintenance
- 2.9.2 L'examen des programmes d'essais périodiques et le contrôle de leur application
- 2.9.3 L'emploi de méthodes de contrôle performantes

2.10 LE MAINTIEN ET L'AMÉLIORATION CONTINUE DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE

- 2.10.1 La correction des écarts
- 2.10.2 L'examen des événements et du retour d'expérience

2.11 LA POURSUITE DU FONCTIONNEMENT DES CENTRALES NUCLÉAIRES

- 2.11.1 L'âge des centrales nucléaires
- 2.11.2 Les principaux facteurs de vieillissement
- 2.11.3 La prise en compte par EDF du vieillissement des matériels
- 2.11.4 Le réexamen périodique de la sûreté

2.12 LE RÉACTEUR EPR DE FLAMANVILLE 3

- 2.12.1 Les étapes jusqu'à la mise en service du réacteur Flamanville 3
- 2.12.2 Le contrôle de la construction
- 2.12.3 La coopération avec les autorités de sûreté nucléaire étrangères

2.13 LE DROIT DU TRAVAIL DANS LES CENTRALES NUCLÉAIRES

2.14 LA RADIOPROTECTION DES PERSONNELS

2.15 L'IMPACT ENVIRONNEMENTAL ET SANITAIRE DES CENTRALES NUCLÉAIRES

- 2.15.1 La révision des prescriptions relatives aux prélèvements et aux rejets
- 2.15.2 Le contrôle de la gestion des déchets
- 2.15.3 Le renforcement de la protection contre les autres risques et nuisances

3. L'ACTUALITÉ DE LA SÛRETÉ NUCLÉAIRE ET DE LA RADIOPROTECTION 406

3.1 LE RETOUR D'EXPÉRIENCE DE L'ACCIDENT DE FUKUSHIMA

3.2 LA POURSUITE DU FONCTIONNEMENT DES CENTRALES NUCLÉAIRES

3.3 LE CONTRÔLE DE LA CONSTRUCTION DU RÉACTEUR EPR FLAMANVILLE 3

3.4 LES RÉACTEURS DU FUTUR : SE PRÉPARER À PRENDRE POSITION SUR LA SÛRETÉ DE LA « GÉNÉRATION IV »

3.5 LES AUTRES FAITS MARQUANTS EN 2014

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

4. LES ÉVALUATIONS 414

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
- 4.1.4 L'évaluation de la radioprotection
- 4.1.5 L'évaluation des dispositions en matière de 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 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 les 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 Électricité de France (EDF). Les choix de politique industrielle de cet exploitant l'ont amené à confier une large part des activités de maintenance des réacteurs à des entreprises tierces.

L'ASN impose un haut niveau d'exigence dans le contrôle des centrales nucléaires et l'adapte continuellement au regard des nouvelles connaissances. 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 qui couvre non seulement la conception des nouvelles installations, leur construction, les modifications, la prise en compte du retour d'expérience des événements ou les problèmes de maintenance, mais aussi, grâce à l'expertise acquise par ses inspecteurs, les domaines des facteurs organisationnels et humains, de la radioprotection, de l'environnement, de la sécurité des travailleurs et de l'application des lois sociales. Cette vision intégrée 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. LES GÉNÉRALITÉS SUR LES CENTRALES ÉLECTRONUCLÉAIRES

1.1 La description d'une centrale nucléaire

1.1.1 La présentation générale d'un réacteur à eau sous pression

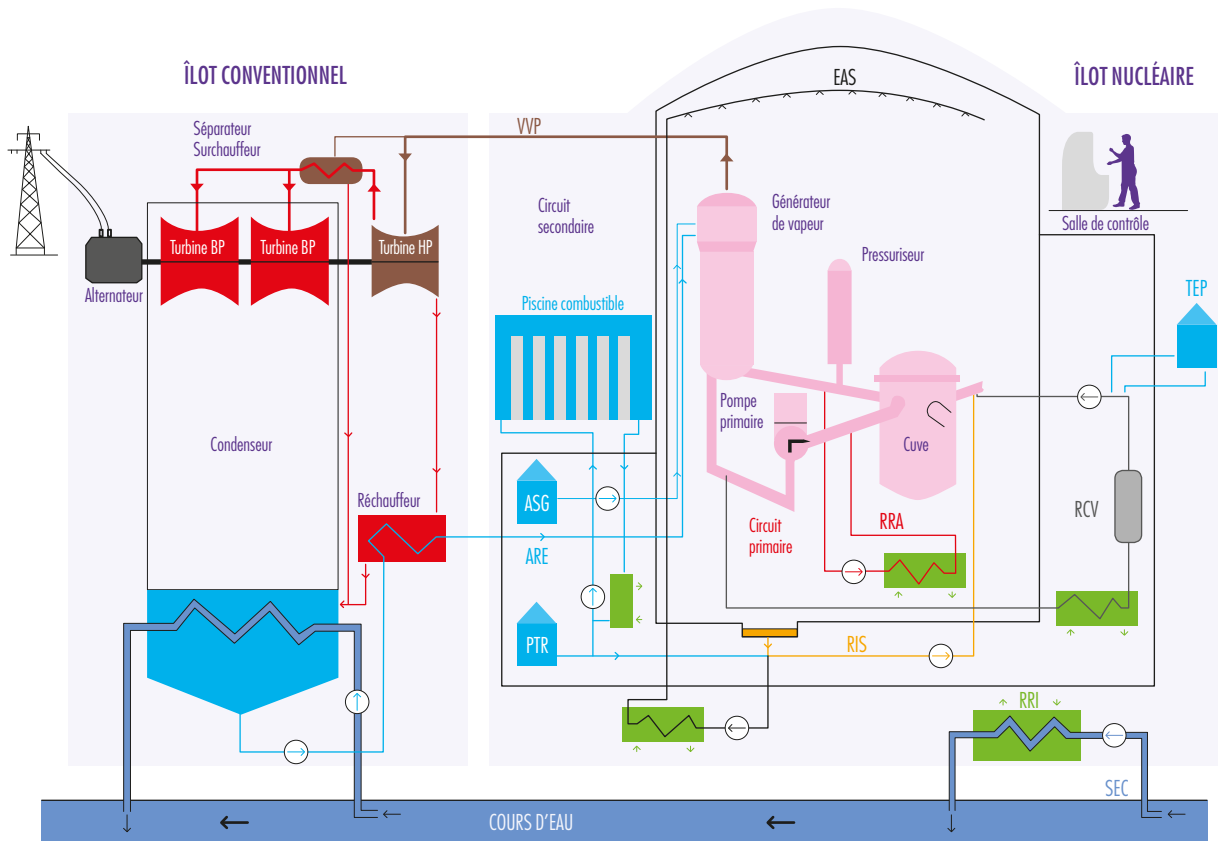
Toute centrale électrique thermique produit, en faisant passer de la chaleur d'une source chaude vers une source froide, de l'énergie mécanique qu'elle transforme en électricité. Les centrales classiques utilisent la chaleur dégagée par la combustion de combustibles fossiles (fioul, charbon, gaz). Les centrales nucléaires 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 produisant 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 du bore, 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 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 ou un quart du combustible est remplacé tous les 12 à 18 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 réaction nucléaire, d'autre part, d'écran radiologique.

LE PRINCIPE d'un réacteur à eau sous pression



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.

La sûreté des réacteurs à eau sous pression, fondée sur le concept de défense en profondeur, est assurée par une série de barrières indépendantes, dont l'analyse de sûreté doit démontrer l'efficacité en situation normale de fonctionnement et en situation d'accident. Ces barrières sont généralement au nombre de trois, à l'image de l'ensemble constitué par la gaine du combustible (voir point 1.1.2) pour la première barrière, le circuit primaire et les circuits secondaires principaux (voir point 1.1.3) pour la deuxième barrière et l'enceinte de confinement du bâtiment réacteur (voir point 1.1.5) pour la troisième barrière.

1.1.2 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'un mélange d'oxydes d'uranium et de plutonium (combustible dit MOX) contenues dans des tubes métalliques fermés, appelés « gaines ». Lors

de leur fission, les noyaux d'uranium ou de plutonium 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 qui est adaptée pendant le cycle en fonction de l'épuisement progressif du combustible en matériau fissile.

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 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. La teneur initiale en plutonium est 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 (DAC) prévoient l'utilisation de combustible au plutonium.

Le mode d'utilisation du combustible dans les réacteurs, dénommé « gestion de combustible », est spécifique à chaque palier de réacteurs. Elle est caractérisée 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 ;
- la durée d'un cycle de fonctionnement du réacteur ;
- le nombre d'assemblages de combustible neufs 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.

1.1.3 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.

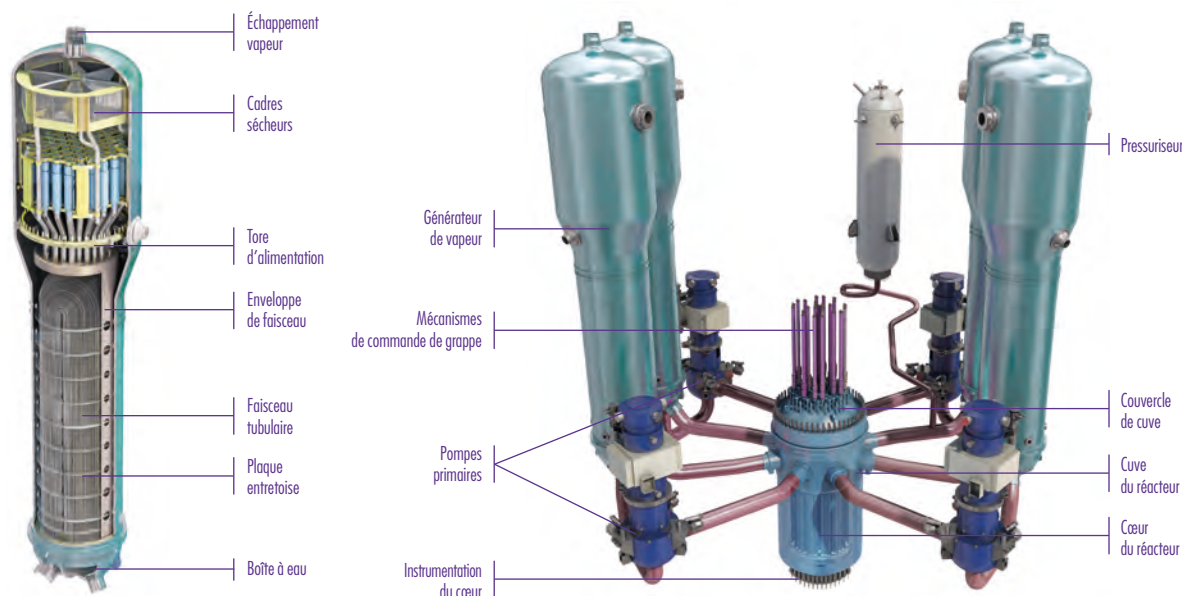
Le circuit primaire est composé de boucles de refroidissement (au nombre de trois pour un réacteur de 900 MWe et de quatre pour un réacteur de 1 300 MWe, de 1 450 MWe ou pour un réacteur de 1 650 MWe de type EPR). Le rôle du circuit primaire est d'extraire la chaleur dégagée dans le cœur par circulation 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 générateur de vapeur (GV). L'eau primaire, chauffée à plus de 300 °C, est maintenue à une pression de 155 bar 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 la chaleur à l'eau des circuits secondaires dans les GV. Les GV sont des échangeurs 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.



Un aéroréfrigérant à Chinon, juillet 2013.

UN GV et un circuit primaire principal d'un réacteur de 1 300 MWe



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 détente partielle dans une turbine haute pression, puis traverse des sécheurs 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.

1.1.4 Les circuits de refroidissement

Les circuits de refroidissement ont pour fonction de condenser la vapeur sortant de la turbine du circuit secondaire. Ils comportent pour cela un condenseur, échangeur thermique composé de milliers de tubes dans lesquels circule l'eau froide provenant du milieu extérieur (mer ou rivière) ou d'un circuit de réfrigération atmosphérique. Au contact de ces tubes, la vapeur se condense et peut être renvoyée sous forme liquide vers les générateurs de vapeur (voir point 1.1.3). 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 (circuit fermé ou semi-fermé).

Les circuits de refroidissement sont des milieux favorables au développement de micro-organismes pathogènes. L'emploi de titane ou d'acier inoxydable comme matériau de construction des condenseurs des réacteurs en bord de rivière, en remplacement du laiton, impose la mise en œuvre de moyens de désinfection,

principalement par traitement biocide. Les tours aéroréfrigérantes contribuent 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...).

1.1.5 L'enceinte de confinement

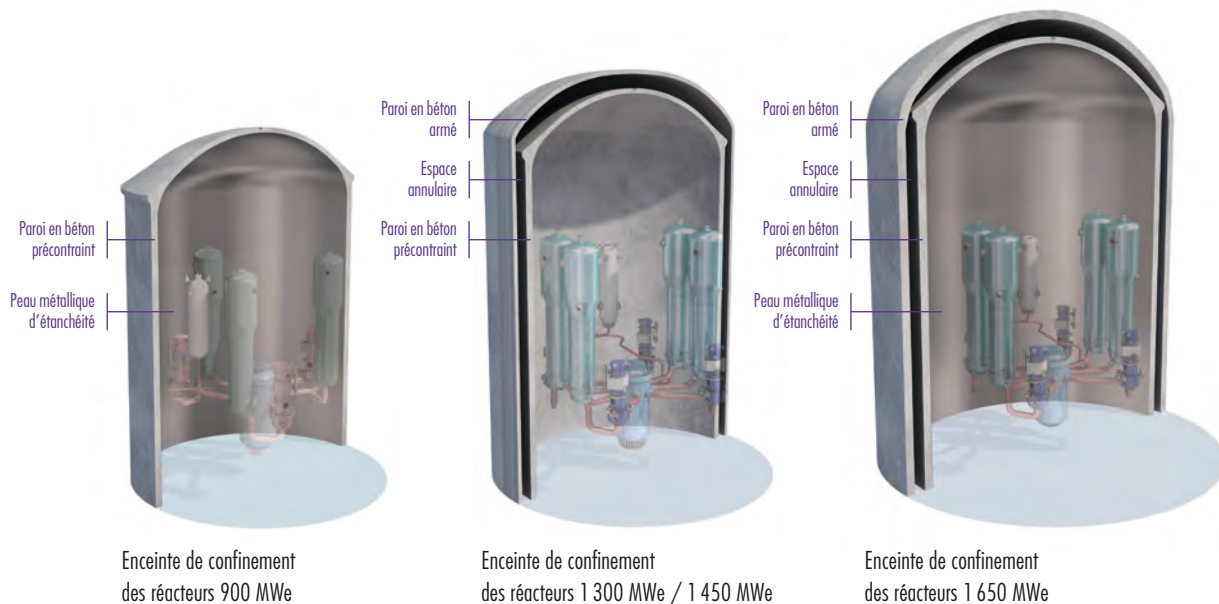
L'enceinte des réacteurs à eau sous pression assure deux fonctions :

- 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 deux 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 mise en dépression de l'espace entre les deux enceintes (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.

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

1.1.6 Les principaux circuits auxiliaires et de sauvegarde

Les circuits auxiliaires contribuent, pendant le fonctionnement normal ainsi que lors de la mise à l'arrêt ou du redémarrage du réacteur, à l'accomplissement des fonctions de sûreté : maîtrise des réactions nucléaires, évacuation de la chaleur du circuit primaire et de la puissance résiduelle du combustible et 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 du circuit d'injection de sécurité (RIS), du circuit d'aspersion de secours de l'enceinte du bâtiment réacteur (EAS) et du circuit d'eau alimentaire de secours des générateurs de vapeur (ASG).

1.1.7 Les autres systèmes importants pour la sûreté

Les autres principaux 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, 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

Le contrôle de l'ASN sur les dimensions organisationnelles et humaines s'appuie en particulier sur des inspections qui portent sur les actions entreprises par l'exploitant pour intégrer les facteurs sociaux, organisationnels et humains (FSOH) dans toutes les phases du cycle de vie d'une centrale nucléaire. Les inspections effectuées par l'ASN s'intéressent à l'activité de travail des opérateurs, mais aussi aux conditions d'exercice et aux moyens mis à leur disposition pour l'effectuer. De plus, la qualité et la mise en œuvre du système de gestion des emplois, des compétences, de la formation et des habilitations d'EDF sont contrôlées. 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 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 2013 sur la thématique du management de la sûreté et de la radioprotection lors des arrêts de réacteur et en 2015 sur la maîtrise de la sous-traitance par EDF pour les activités de maintenance réalisées dans les centrales nucléaires.

2.2 La maîtrise des activités sous-traitées

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.

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 finalisé 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 depuis juillet 2013.

Le choix par l'exploitant nucléaire de recourir à la sous-traitance ne doit pas remettre en cause les compétences techniques qu'il 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. L'ASN estime en effet qu'une sous-traitance mal maîtrisée est 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 liée aux travaux effectués sur l'ensemble des réacteurs : voir point 4.1.4). De telles conséquences peuvent résulter de l'emploi de personnels insuffisamment compétents, d'une surveillance insuffisante des prestataires par l'exploitant ou de conditions de travail dégradées.

L'arrêt du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base impose à l'exploitant d'exercer une surveillance des activités réalisées par les intervenants extérieurs, afin de vérifier que les opérations qu'ils réalisent respectent les exigences définies et, plus globalement, qu'ils appliquent la politique définie par l'exploitant en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et de protection de l'environnement. L'exploitant doit également veiller à la disponibilité d'un



Inspecteurs de la division de Lyon de l'ASN à la centrale du Bugey, novembre 2014.

nombre suffisant de prestataires disposant de la compétence requise pour assurer les opérations de maintenance nécessaires au maintien du niveau de sûreté des réacteurs.

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, la prise en compte du retour d'expérience et l'adaptation des ressources au volume de travail à réaliser. 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 des 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.

2.3 L'exploitation et la conduite du réacteur



Assemblage de combustible.

2.3.1 La conduite en fonctionnement normal : veiller au respect du référentiel 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, 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 (STE) définissent les domaines de fonctionnement normal et de fonctionnement en mode dégradé du réacteur prenant en compte les variations admissibles des paramètres contrôlés (pressions, températures, flux neutronique, paramètres chimiques et radiochimiques...) et les temps d'indisponibilité des matériels nécessaires en cas d'incident ou d'accident.

Les STE évoluent pour intégrer le retour d'expérience de leur application, prendre en compte les modifications apportées aux installations et améliorer leurs performances. L'exploitant peut aussi les amender pour réaliser une intervention dans des conditions différentes de celles initialement prises en compte.

Les modifications des STE font l'objet d'une déclaration à l'ASN avant leur mise en œuvre. Parmi celles-ci, certaines modifications temporaires des STE à faible impact pour la sûreté sont dispensées de cette déclaration dans la mesure où elles peuvent être traitées par le système d'autorisation interne mis en place par EDF et encadré par une décision 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 documents d'exploitation normale, tels que les consignes de conduite et 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 de sûreté ou de l'analyse du retour d'expérience, EDF modifie régulièrement ses installations. Les modifications de nature à affecter la sûreté nucléaire ou la protection de l'environnement sont déclarées à l'ASN avant leur mise en œuvre et font l'objet d'une instruction avant la prise de position de l'ASN.

L'ASN contrôle les modalités de mise en œuvre des modifications qui ont fait l'objet d'un accord de sa part, notamment lors des arrêts des réacteurs pour rechargement et maintenance.

2.3.2 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 et prescrit la conduite à adopter sur un réacteur dans ces situations. Les modifications du chapitre VI des RGE de nature à affecter la sûreté nucléaire font l'objet d'une déclaration à l'ASN avant leur mise en œuvre.

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 de sûreté.

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.

2.3.3 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 point 1.3.1 du chapitre 5). Les opérateurs s'appuient alors sur les 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 de sûreté des réacteurs.

2.4 Le combustible

2.4.1 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 1.1.2.

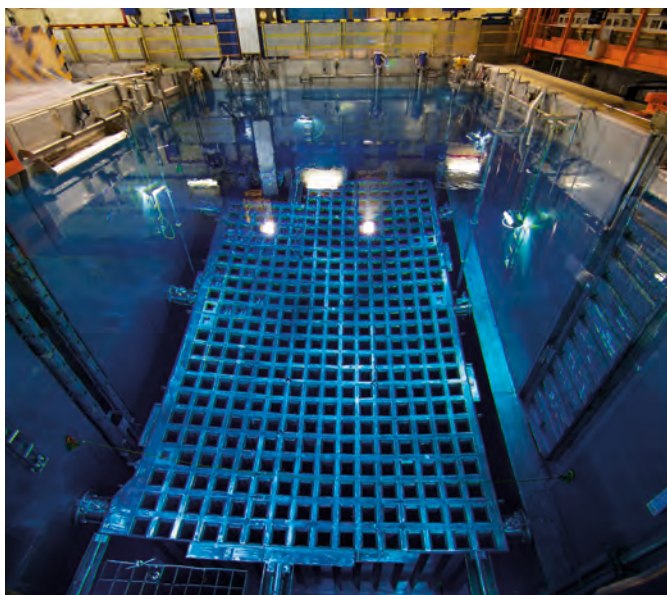
L'ASN veille à ce que chaque évolution de gestion de combustible fasse l'objet d'une démonstration spécifique de la sûreté des réacteurs concernés, basée sur les caractéristiques propres à la nouvelle gestion. Lorsqu'une évolution du combustible ou de son mode de gestion amène EDF à modifier une méthode 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, sa mise en œuvre est encadrée par une décision du collège de l'ASN.

2.4.2 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 inétanches, dont le rechargement n'est pas permis. Si l'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'examen des crayons inétanches 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, la prévention de la présence de corps étrangers



Centrale nucléaire de Saint-Laurent-des-Eaux, bâtiment combustible, piscine de désactivation, décembre 2013.

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 d'assemblages de combustible pour garantir que la conception et la fabrication de ceux-ci sont réalisées dans le respect des règles fixées. Enfin, l'ASN sollicite périodiquement le Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) sur les enseignements tirés du retour d'expérience de l'exploitation du combustible.

2.5 Les équipements sous pression

Les équipements sous pression, par l'énergie qu'ils sont susceptibles de libérer en cas de défaillance, indépendamment du caractère éventuellement dangereux du fluide qui serait alors relâché, présentent des risques qu'il convient de maîtriser. Ces équipements (récipients, échangeurs, tuyauteries...) ne sont pas spécifiques à la seule industrie nucléaire. Ils sont présents dans de nombreux secteurs tels que la chimie, la pétrochimie, la papeterie et l'industrie du froid. De ce fait, ils sont soumis à une réglementation établie par le ministère chargé de la prévention des risques technologiques qui impose les prescriptions en vue d'assurer leur sécurité, pour leur fabrication, d'une part, et pour leur exploitation, d'autre part.

Les équipements sous pression nucléaires (ESPN) sont des équipements sous pression spécialement conçus pour être installés dans des installations nucléaires. Ce sont par exemple la cuve d'un réacteur, un générateur de vapeur, ou encore des tuyauteries du circuit primaire. Ces équipements peuvent de plus jouer un rôle important dans la sûreté des installations nucléaires car ils présentent un triple risque en cas de défaillance : le risque lié à l'énergie libérée du fait de la pression et de la température du fluide ou du gaz qu'ils contiennent, le risque de rejet radioactif et le risque que leur défaillance engendre un incident ou empêche de le maîtriser.

La réglementation qui s'applique aux ESPN est notamment constituée de l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires. Cet arrêté soumet les ESPN à des exigences qui cumulent celles directement issues de la réglementation applicable aux équipements sous pression du domaine conventionnel (décret n° 99-1046 du 13 décembre 1999) et celles qui relèvent de la sûreté nucléaire. Ces exigences nouvelles sont entrées en application le 22 janvier 2011. Elles concernent à la fois la conception, la fabrication et la surveillance en fonctionnement de ces équipements. L'application de cette réglementation implique l'intervention d'organismes agréés par l'ASN qui réalisent sur ces équipements, en complément de la surveillance des exploitants, des opérations de contrôles imposées par la réglementation. Ces opérations concernent entre autres le contrôle de mise en service des équipements,

l'évaluation de la conformité des équipements réparés et leur requalification périodique.

2.5.1 Le contrôle de la fabrication des équipements sous pression nucléaires

L'ASN évalue la conformité aux exigences réglementaires des ESPN les plus importants pour la sûreté, dits « de niveau N1 ». Cette évaluation de conformité concerne les équipements destinés aux nouvelles installations nucléaires (EPR de Flamanville 3) et les équipements de rechange destinés aux installations nucléaires en exploitation (GV de remplacement notamment). L'ASN peut s'appuyer pour cette mission sur des organismes qu'elle agré. Ces derniers peuvent être mandatés par l'ASN pour réaliser une partie des inspections sur les équipements de niveau N1 et sont responsables 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 agréés 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 agréés par l'ASN pour l'évaluation de conformité des ESPN : Apave SA, Asap, Bureau Veritas, AIB Vinçotte International et l'OIU d'EDF.

L'ASN et les organismes agréés ont réalisé en 2014 :

- 3 490 inspections pour contrôler la fabrication des ESPN destinés au réacteur EPR de Flamanville 3, ce qui a représenté 5 654 hommes.jours dans les usines des fabricants, ainsi que de leurs fournisseurs et sous-traitants ;
- 1 262 inspections pour contrôler la fabrication de générateurs de vapeur de rechange destinés aux réacteurs électronucléaires en exploitation, ce qui a représenté 3 633 hommes.jours dans les usines des fabricants, ainsi que de leurs fournisseurs et sous-traitants.

La majorité de ces inspections a été réalisée par les organismes agréés, sous la surveillance de l'ASN.

2.5.2 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 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 de la part d'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.

2.5.3 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 sollicitations mécaniques importantes. Il peut conduire à l'apparition de fissures comme observé sur les tubes de GV dès le début des années 1980 ou, plus récemment en 2011, sur une pénétration de fond de cuve du réacteur 1 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 s'assure qu'il répond aux exigences portant sur les objectifs et la périodicité des contrôles.

2.5.4 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. Sa masse est de 300 tonnes. Elle contient le cœur du réacteur ainsi que son instrumentation. Entièrement remplie d'eau en fonctionnement normal, la cuve supporte une pression de 155 bar à une température de 300 °C.

Le contrôle régulier et précis 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, à la fois pour des raisons de faisabilité technique et de coût ;
- la rupture de cet équipement n'est pas prise en compte dans les études de sûreté. C'est une des raisons pour lesquelles toutes les dispositions doivent être prises dès sa conception afin de garantir sa tenue pendant toute la durée du fonctionnement 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, 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 dossiers relatifs aux cuves transmis par EDF afin de s'assurer que la démonstration de tenue en service de celles-ci est suffisamment conservatrice et respecte la réglementation.

En 2013, EDF a transmis le dossier de justification de la tenue en service des cuves des réacteurs de 1 300 MWe au-delà de leurs troisièmes visites décennales. L'ASN se prononcera en 2015 sur la tenue en service des cuves des réacteurs de 1 300 MWe pendant les dix ans suivant leurs troisièmes visites décennales, après consultation du Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires.

2.5.5 La surveillance de la maintenance et le remplacement des générateurs de vapeur

L'intégrité du faisceau tubulaire des générateurs de vapeur (GV) est un enjeu important pour la sûreté nucléaire. 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 (RTGV) 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.

Les nettoyages mécaniques et chimiques 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 sur la plaque tubulaire, l'encrassement des parois des tubes des GV et le colmatage des passages foliés des plaques entretoises. 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 passages foliés (colmatage), les dépôts empêchent la libre circulation du mélange eau-vapeur, ce qui crée un risque d'endommagement des tubes et des internes du GV et peut dégrader son fonctionnement global.

Pour empêcher ou minimiser de tels effets, diverses solutions sont mises en place et permettent de limiter les dépôts métalliques : nettoyages chimiques ou mécaniques (curatifs ou préventifs), le remplacement du matériau (laiton en acier inoxydable ou alliage de titane, plus résistants à la corrosion) de certains faisceaux tubulaires d'échangeurs du secondaire et l'augmentation du pH conditionnant le circuit secondaire.

Le remplacement des générateurs de vapeur

Depuis les années 1990, EDF mène un programme de remplacement des GV (RGV) ayant les faisceaux tubulaires les plus dégradés dont en priorité ceux en Inconel 600 non traités thermiquement (600 MA). La campagne des RGV relatifs aux faisceaux tubulaires 600 MA (soit 26 réacteurs) du palier 900 MWe s'achève avec le RGV de Blayais 3. Elle se poursuit par les RGV relatifs aux faisceaux tubulaires en Inconel traité thermiquement (600 TT) avec Cruas 4 pour le palier 900 MWe réalisé en 2014 et Paluel 2 prévu en 2015 sur le palier 1 300 MWe. Ils seront réalisés avant la troisième visite décennale pour les GV les plus fissurés et au plus tard lors de la quatrième pour les autres.

À l'occasion de ces opérations de RGV, certains coudes des tuyauteries primaires peuvent également être remplacés. Ces opérations sont nécessaires pour anticiper les effets du vieillissement thermique qui affecte les propriétés mécaniques de ces équipements. Le RGV de Paluel en 2015 comportera le remplacement de quinze coudes du circuit primaire principal.

La prise en compte du retour d'expérience international

En 2012, une fuite du circuit primaire vers le circuit secondaire s'est produite sur un GV de la centrale de San Onofre (États-Unis). Une usure prématurée liée à des contacts directs entre tubes a conduit à cette fuite. L'ASN s'est assurée qu'EDF avait analysé les phénomènes à l'origine de cette dégradation et avait fourni les éléments justifiant que les GV des centrales nucléaires françaises n'étaient pas significativement concernés par ce mode de dégradation. Une surveillance particulière des tubes potentiellement concernés a toutefois été mise en place.

2.5.6 Le contrôle des autres équipements

sous pression des réacteurs

L'ASN est également chargée du contrôle de l'application 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 les 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.

2.6 La vérification de la conformité des 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.

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

2.7.1 La prévention des risques liés au séisme

Bien que la probabilité d'un séisme important soit faible en France, la prise en compte de ce risque par EDF fait l'objet d'une attention soutenue de la part de l'ASN. 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 de sûreté.

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 les méthodes de calcul acceptables pour l'étude du comportement sismique des bâtiments 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 réévaluations sismiques

Dans le cadre des réexamens de sûreté, la réévaluation sismique consiste à vérifier l'adéquation 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 internationaux sont également analysés et intégrés dans ce cadre.

Les études menées dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (VD3-900) ont conduit à définir des renforcements de matériels ou de structures. Pour les deux sites du premier palier de réacteurs nucléaires de 900 MWe (CP0 – Bugey et Fessenheim), les principales modifications concernent la structure des bâtiments électriques (renforcement du contreventement) et les bâtiments des auxiliaires nucléaires (poteaux confortés...). Comparativement aux réacteurs du palier CP0, les modifications sur les réacteurs du palier CPY (deuxième palier de réacteurs nucléaires de 900 MWe) sont moindres. Les principales modifications concernent le renforcement de structures et d'ancrages de réservoirs. La prise en compte du risque d'agression du bâtiment électrique par la salle des machines a également nécessité quelques modifications mineures.

Ces modifications sont mises 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 de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe (VD3-1 300). L'ASN considère que les aléas sismiques déterminés par EDF sont acceptables, à l'exception de celui de Saint-Alban, qui est trop faible au regard de l'état des connaissances. L'ASN a donc demandé à EDF :

- de réévaluer le spectre sismique du site de Saint-Alban 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 dans le cadre du réexamen VD3-1 300.

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 de sûreté des installations : voir point 3.1.



Inondation de la centrale nucléaire de Fort Calhoun (États-Unis) en juin 2011.

2.7.2 L'élaboration des règles de protection des 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. Ces travaux ont été terminés en 2014, conformément aux prescriptions de l'ASN.

L'ASN a publié le 11 avril 2013 le guide n° 13 relatif à la protection des INB contre les inondations externes s'appuyant sur les progrès des connaissances pour assurer une prise en compte plus exhaustive et plus robuste du risque d'inondation externe. Il est issu du retour d'expérience de l'incident de la centrale nucléaire du Blayais qu'il complète notamment concernant la définition de certains aléas et des moyens de protection. Pour les installations existantes, le guide préconise que le réexamen de sûreté soit le cadre privilégié pour évaluer la protection de ces installations par rapport aux nouvelles recommandations. Chaque INB devant réaliser un réexamen de sûreté tous les dix ans, l'ASN a demandé en 2014 à EDF de prendre en compte les recommandations du guide sur l'ensemble de ses réacteurs lors des dix années à venir.

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 sismo-induites ;
- 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 et notamment en cas d'inondation au-delà du référentiel de dimensionnement (voir point 3.1).

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

Lors de la canicule de l'été 2003, 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 déploiement de ce référentiel de sûreté relatif aux « 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 paliers.

EDF a par ailleurs 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 ».

2.7.4 La prise en compte des risques d'incendie

Les centrales nucléaires, comme les autres installations nucléaires de base, sont désormais soumises à une nouvelle décision réglementaire de l'ASN sur la maîtrise des risques liés à l'incendie (voir point 3.2.2 du chapitre 3).

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.

Les règles de conception doivent empêcher l'extension d'un incendie et en limiter les conséquences ; elles reposent principalement sur :

- la « sectorisation incendie », découpage de l'installation en secteurs conçus pour circonscire 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 ;
- la protection des matériels qui participent de façon redondante à 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 lutte contre un incendie doit 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.

2.7.5 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 les exploitants pour protéger les parties sensibles des installations 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) vis-à-vis de la protection des travailleurs.



Centrale nucléaire de Civaux, le bâtiment réacteur pendant l'arrêt de tranche, août 2014.

2.8 Le contrôle par l'ASN des arrêts de réacteur

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 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 visite partielle que lors d'un arrêt simple rechargement ;
- 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 de sûreté (voir point 2.11.4).

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

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 de points d'information réguliers et d'inspections, 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.

2.9 La maintenance et les essais

2.9.1 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 sa performance industrielle, EDF recherche régulièrement à optimiser ses activités de maintenance à la lumière des meilleures pratiques de l'industrie et des exploitants étrangers de centrales nucléaires.

Ainsi, EDF a annoncé en 2010 à l'ASN son intention de déployer une nouvelle méthodologie de maintenance développée par les exploitants américains, dénommée AP-913. Cette méthode de maintenance s'appuie principalement sur :

- une classification des matériels au regard de leur enjeu pour la sûreté ou la disponibilité de l'installation ;
- le suivi en fonctionnement des matériels ;
- l'édition de bilans de santé des matériels et des systèmes ;
- l'ajustement du contenu et de la fréquence des tâches de maintenance sur la base de ces bilans de santé et du retour d'expérience.

Les programmes de maintenance issus de l'application de cette nouvelle méthodologie conduisent à un accroissement des tâches de maintenance et de la charge de travail ainsi qu'à un recours plus important à la surveillance en fonctionnement des équipements.

Les différentes étapes du processus de l'AP-913 ainsi que les conditions organisationnelles de son déploiement sur les centrales sont examinées et suivies par l'ASN avec le soutien technique de l'IRSN.

2.9.2 L'examen des programmes d'essais

périodiques et le contrôle de leur application

Les éléments importants pour la protection, 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 pérennité de cette qualification et 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 qui permettent de vérifier périodiquement le respect des exigences de qualification.

L'ASN s'assure que les contrôles techniques périodiques relatifs aux éléments importants pour la protection sont pertinents et qu'ils font l'objet d'une amélioration continue. Elle vérifie aussi qu'ils sont exécutés conformément aux règles générales d'exploitation.

2.9.3 L'emploi de méthodes de contrôle

performantes

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 (COFRAC).

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

À ce jour, plus de 90 applications sont qualifiées dans le cadre des programmes d'inspection en service. De nouvelles applications sont en cours de développement et de qualification pour répondre à de nouveaux besoins, notamment concernant le réacteur EPR de Flamanville 3 pour lequel 39 procédés seront mis en œuvre lors de la visite complète initiale.

En raison des risques radiologiques associés à la gammagraphie, les applications ultrasonores sont privilégiées par rapport aux applications radiographiques, sous réserve de performances de contrôle équivalentes.

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

2.10.1 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 définies, 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 du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, 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 décennales : les examens de conformité

EDF réalise des réexamens de sûreté des réacteurs nucléaires tous les dix ans (voir point 2.11.4). 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 par les exploitants font l'objet, à partir du niveau 1 sur l'échelle INES, d'une information du public sur le site www.asn.fr.

L'ASN a émis le 15 juillet 2014 une décision qui complète les obligations d'information de l'ASN à l'issue d'une période d'arrêt d'un réacteur électronucléaire : l'exploitant doit ainsi joindre à l'appui de sa demande d'autorisation de redémarrage du réacteur un bilan des écarts et de l'avancement de leur traitement.

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

L'ASN exige que les écarts ayant un impact sur la sûreté soient corrigés dès que possible et dans des délais proportionnés aux enjeux. L'ASN examine ainsi les modalités et les délais de remise en conformité proposés par EDF pour les écarts les plus significatifs. Pour réaliser cet examen, l'ASN prend en compte les conséquences réelles et potentielles de l'écart sur la sûreté. L'ASN peut ne pas donner son accord au redémarrage du réacteur ou décider de la mise à l'arrêt de l'installation tant que la réparation n'est pas réalisée.

C'est le cas si le risque induit par un fonctionnement en présence de l'écart est jugé inacceptable et s'il n'existe pas de mesure palliative permettant de s'en affranchir. À l'inverse, le délai de correction d'un écart de moindre gravité peut être augmenté lorsque des contraintes particulières le justifient et si l'impact pour la sûreté est acceptable. Ces contraintes peuvent résulter du délai nécessaire pour préparer une remise en conformité présentant toutes les garanties de sûreté.

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

Le retour d'expérience constitue une source d'amélioration continue pour la sûreté nucléaire, la radioprotection et la protection 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 point 3.4.2 du chapitre 4). 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 local et national l'ensemble des événements significatifs déclarés (la synthèse de leur analyse pour l'année 2014 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, l'ASN contrôle l'organisation des sites 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 Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires examine périodiquement le retour d'expérience de l'exploitation des réacteurs à eau sous pression (voir encadré page 408).

2.11 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 de la sûreté de chaque réacteur tous les dix ans.

2.11.1 L'âge des centrales nucléaires

Les centrales nucléaires actuellement en fonctionnement en France ont été construites sur une période de temps assez courte : quarante-cinq réacteurs représentant près de 50 000 MWe, soit les trois quarts de la puissance du parc français, ont été mis en service entre 1980 et 1990 et sept réacteurs, représentant 10 000 MWe supplémentaires, entre 1991 et 2000. En décembre 2014, la moyenne d'âge des réacteurs, calculée à partir des dates de première divergence, se répartit comme suit :

- 33 ans pour les trente-quatre réacteurs de 900 MWe ;
- 27 ans pour les vingt réacteurs de 1 300 MWe ;
- 17 ans pour les quatre réacteurs de 1 450 MWe.

PYRAMIDE DES ÂGES des réacteurs électronucléaires français (parc électronucléaire en France fin 2014 ; par date de 1^{re} divergence ; puissance par réacteur)

Date de 1 ^{re} divergence									Puissance totale	
1977	Fessenheim 1	Fessenheim 2							1 800 MWe	
1978	Bugey 2	Bugey 3							1 800 MWe	
1979	Bugey 4	Bugey 5							1 800 MWe	
1980	Tricastin 1	Gravelines 1	Tricastin 2	Tricastin 3	Gravelines 2	Dampierre 1	Gravelines 3	St-Laurent B1	7 200 MWe	
1981	Dampierre 2	St-Laurent B2	Blayais 1	Dampierre 3	Tricastin 4	Gravelines 4	Dampierre 4		6 300 MWe	
1982	Blayais 2	Chinon B1							1 800 MWe	
1983	Cruas 1	Blayais 4	Blayais 3	Chinon B2					3 600 MWe	
1984	Cruas 3	Paluel 1	Cruas 2	Paluel 2	Gravelines 5	Cruas 4			6 200 MWe	
1985	St-Alban 1	Paluel 3	Gravelines 6	Flamanville 1					4 800 MWe	
1986	Paluel 4	St-Alban 2	Flamanville 2	Chinon B3	Cattenom 1				6 100 MWe	
1987	Cattenom 2	Nogent 1	Belleville 1	Chinon B4					4 800 MWe	
1988	Belleville 2	Nogent 2							2 600 MWe	
1990	Cattenom 3	Penly 1	Golfech 1						3 900 MWe	
1991	Cattenom 4									1 300 MWe
1992	Penly 2									1 300 MWe
1993	Golfech 2									1 300 MWe
1996	Chooz B1									1 450 MWe
1997	Chooz B2	Civaux 1							2 900 MWe	
1999	Civaux 2									1 450 MWe

● 900 MWe ● 1 300 MWe ● 1 450 MWe

Source : ASN-3 décembre 2013.

2.11.2 Les principaux facteurs de 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 pendant toute la durée de fonctionnement des installations.

Pour appréhender le vieillissement d'une centrale nucléaire, au-delà du simple délai écoulé depuis sa mise en service, d'autres facteurs doivent être mis en perspective.

Les dégradations des matériels remplaçables

Le vieillissement des matériels résulte de phénomènes tels que l'usure des pièces mécaniques, le durcissement des polymères, la corrosion des métaux... Ces dégradations doivent être prises en compte dès la conception et la fabrication puis dans un programme de surveillance et de maintenance préventive, voire de réparations ou de remplacement si nécessaire.

L'obsolescence des matériels ou de leurs composants

Certains matériels, 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 ces matériels 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 au montage de pièces de rechange différentes des pièces d'origine, EDF doit vérifier que ces nouvelles pièces ne remettent pas en cause la « qualification » des matériels sur lesquels elles seront installées. Compte tenu de la durée de cette procédure, une forte anticipation est nécessaire de la part de l'exploitant.

La durée de vie des matériels non remplaçables

Les matériels non remplaçables tels que la cuve (voir point 2.5.4) et l'enceinte de confinement (voir point 2.6) font l'objet d'une étroite surveillance permettant de vérifier que leur vieillissement est conforme à celui anticipé.

2.11.3 La prise en compte par EDF du vieillissement des matériels

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

- anticiper le vieillissement à la conception : à la conception et lors de la fabrication des composants, le choix des matériaux et les dispositions d'installation sont adaptés aux conditions d'exploitation prévues et tiennent 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 2.9.1, 2.10.1 et 2.10.2) visent à détecter ces phénomènes ;
- réparer, modifier ou remplacer les matériels : compte tenu des contraintes d'exploitation que de telles opérations sont susceptibles de créer, surtout lorsqu'elles ne sont réalisables qu'en période d'arrêt des réacteurs, l'exploitant doit chercher à les anticiper notamment 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 certains composants et de perte de compétences techniques des intervenants.

À partir de leur troisième visite décennale, une analyse approfondie de l'état des réacteurs et de la maîtrise effective de leur vieillissement est ainsi réalisée par EDF.

Dans la perspective envisagée par EDF d'une poursuite du fonctionnement des réacteurs au-delà de quarante ans, la maîtrise du vieillissement et la gestion de l'obsolescence des équipements constituent des enjeux majeurs pour la sûreté (voir point 2.11.4).

2.11.4 Le réexamen périodique de la sûreté

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

- la vérification de l'état de l'installation et de sa conformité : cette étape s'appuie sur un ensemble important 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 apprécier la sûreté de l'installation au regard 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.



Effet du vieillissement : oxydation sur canalisation.

Le processus de réexamen des réacteurs du parc d'EDF

Afin de tirer bénéfice de la standardisation de ses réacteurs, ces deux volets du réexamen font d'abord l'objet d'un programme d'études génériques pour un palier 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 du palier à l'occasion de leur visite décennale.

À l'issue de la visite décennale, l'exploitant adresse à l'ASN un rapport de conclusions du réexamen de sûreté. 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 n° 2007-1557 du 2 novembre 2007.

L'analyse de l'ASN

L'orientation des programmes génériques de vérification de la conformité et de la réévaluation de la sûreté fait l'objet d'une prise de position de l'ASN après consultation du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR). Sur cette base, EDF réalise des études de réévaluation de sûreté et définit des modifications sur lesquelles l'ASN se prononce après consultation du GPR.

L'ASN communique ensuite 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.

2.12 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 aux 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 réalisation du réacteur 3 de Flamanville a débuté au mois de septembre 2007. Les premiers coulages de 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 2014, EDF a achevé les travaux de construction de l'enceinte interne et a commencé sa mise en précontrainte. La mise en place des composants (réservoirs, canalisations, pompes, câbles et armoires électriques et de contrôle-commande...) se poursuit. En 2014, les premiers gros composants (cuve, générateurs de vapeur,...) constitutifs du circuit primaire principal ont été montés.

Parallèlement aux activités du chantier sur le site de Flamanville, la fabrication des systèmes, des composants et des équipements sous pression, notamment ceux constitutifs des circuits primaire (cuve, pressuriseur, pompes, robinetterie, tuyauteries...) et secondaire (robinetterie, tuyauteries...) est à ce jour presque achevée. L'ASN attend encore de la part des fabricants des justifications importantes sur la qualité des fabrications des équipements sous pression, notamment en ce qui concerne le couvercle de la cuve.

D'après EDF, la mise en service de Flamanville 3 est prévue en 2017.



Installation sur le chantier EPR Flamanville du premier générateur de vapeur, septembre 2014.

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

En application du décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 (voir point 3.1.3 du chapitre 3), l'introduction du combustible nucléaire dans le périmètre de l'installation et le démarrage de cette dernière sont soumis à l'autorisation de l'ASN. Conformément à l'article 20 de ce même décret, l'exploitant doit adresser à l'ASN, un an avant la date prévue pour la mise en service, et six mois avant l'introduction du combustible, un dossier 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. EDF a prévu de déposer au printemps 2015 la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3.

Sans attendre la transmission du dossier complet de la demande d'autorisation de mise en service, l'ASN examine, en lien avec l'IRSN, les éléments transmis par EDF concernant :

- les référentiels techniques nécessaires à la démonstration de sûreté et à la finalisation de la conception détaillée du réacteur ;
- la conception détaillée de certains systèmes importants pour la sûreté présentée dans le rapport de sûreté ;
- certains éléments essentiels du dossier de demande de mise en service.

En parallèle à cette instruction technique, l'ASN assure également le contrôle de la construction de l'installation et l'évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires les plus importants pour la sûreté aux exigences fixées par la réglementation.

2.12.2 Le contrôle de la construction

Les enjeux du contrôle de la construction de Flamanville 3 sont multiples pour l'ASN. Il s'agit :

- de contrôler la qualité d'exécution des activités de réalisation 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.

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. Les principes et les modalités de contrôle de la construction de Flamanville 3 couvrent les étapes suivantes :

- la conception détaillée qui permet de définir les données nécessaires à la réalisation ;

- les activités de réalisation qui englobent la préparation du site après la délivrance de l'autorisation de création, la fabrication, la construction, la qualification, le montage et les essais des structures, systèmes et composants, sur le chantier ou chez les fabricants.

Ce contrôle porte en outre sur la préparation d'EDF à l'exploitation du réacteur après sa mise en service, la maîtrise des risques pour les réacteurs voisins (Flamanville 1 et 2) créés par les activités de construction, la radioprotection et la protection de l'environnement. 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 2014 sont décrites au point 3.3.

2.12.3 La coopération avec les autorités de sûreté nucléaire étrangères

De manière à partager l'expérience avec d'autres autorités de sûreté nucléaire, 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. Ces relations ont été initiées dès 2004 avec l'autorité de sûreté nucléaire finlandaise (STUK) dans la perspective de construction de réacteurs de type EPR sur les sites d'Olkiluoto (Finlande) et Flamanville (France). Depuis, une coopération renforcée existe entre STUK et l'ASN. En 2014, une réunion technique d'avancement des deux projets s'est tenue en Finlande et une visite du chantier d'Olkiluoto 3 a été organisée.

En 2014 l'ASN et l'autorité de sûreté nucléaire chinoise (NNSA) ont partagé leur retour d'expérience sur les cuves et les mécanismes de commande de grappes des réacteurs EPR de Flamanville et de Taishan. Ces composants sont tous fabriqués en France.

Une coopération multinationale

Certaines structures internationales, telles que l'AEN ou l'association WENRA 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 point 3.3 du chapitre 7). Dans ce cadre, l'ASN a notamment participé en 2014 aux travaux du groupe de travail dédié à la conception détaillée de l'EPR. Avec l'appui de l'IRSN, l'ASN a plus particulièrement participé aux travaux relatifs aux accidents graves, au contrôle-commande, aux études probabilistes de sûreté et à la modélisation des accidents et des transitoires. Le groupe plénier 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'Agence de l'énergie nucléaire (AEN, voir point 3.2 du chapitre 7). Les travaux correspondants ont notamment abouti à la création d'une base de données enregistrant les anomalies et écarts observés au cours des dernières constructions. L'ASN contribue, sur la base des écarts relevés sur Flamanville 3, à alimenter cette base de données.

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

2.13 Le droit du travail dans les centrales nucléaires

L'ASN exerce les missions d'inspection du travail dans les dix-neuf 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 personnels d'EDF et prestataires permanents, auxquels s'ajoute un nombre important de prestataires et sous-traitants participant à la maintenance lors des arrêts de réacteurs.

Ces travailleurs sont exposés, d'une part aux risques liés aux rayonnements ionisants (voir point 3.2), d'autre part aux risques classiques à toute activité industrielle, comme ceux liés aux installations électriques, aux équipements sous pression, aux produits chimiques, aux circuits d'hydrogène (risque d'explosion) et d'azote (asphyxie), aux travaux en hauteur ou à la manutention de charges lourdes.

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

Depuis 2009, les liens entre les actions menées au titre de l'inspection du travail et les autres activités de contrôle des centrales nucléaires se consolident pour contribuer à la vision intégrée du contrôle recherchée par l'ASN. C'est le cas en particulier pour la radioprotection, la sous-traitance ou les facteurs sociaux, organisationnels et humains (FSOH).

Au 31 décembre 2014, l'ASN dispose pour les missions d'inspection du travail de :

- douze inspecteurs du travail dont deux à temps plein, 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 le 15 janvier 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 (DIRECCTE).

2.14 La radioprotection des personnels

L'exposition aux rayonnements ionisants dans un réacteur électronucléaire provient de l'activation des produits de corrosion 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. À ce titre, l'ASN s'intéresse à l'ensemble des travailleurs évoluant sur les sites, tant le personnel EDF que les prestataires.

Ce contrôle est réalisé, d'une part, 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 ainsi que dans les services centraux et centres d'ingénierie d'EDF), d'autre part, 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 l'appui éventuel de l'expertise technique de l'IRSN.

Enfin, des réunions périodiques ont lieu entre l'ASN, l'IRSN et EDF afin de contrôler l'avancement des projets techniques ou organisationnels à l'étude ou en déploiement, 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.

2.15 L'impact environnemental et sanitaire des centrales nucléaires

2.15.1 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 point 3.3.1 du chapitre 4).

À l'occasion des renouvellements ou de 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.



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 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 microsieverts à quelques dizaines de microsieverts 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).

L'ASN fixe également les règles applicables à la gestion et à la surveillance des rejets d'effluents, aux prélèvements d'eau, à la surveillance de l'environnement et à l'information du public et des autorités (voir point 3.3 du chapitre 4).

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 anti-tartre, traitements biocides...) et de la réglementation de niveau supérieur.

2.15.2 Le contrôle de la gestion des déchets

La gestion des déchets radioactifs produits par les centrales nucléaires s'inscrit dans le cadre général de la gestion des déchets par toute INB, présenté au chapitre 16. Pour l'ensemble des déchets, radioactifs ou non, l'ASN examine le référentiel de l'exploitant, tel que demandé par la réglementation, comme décrit au chapitre 3 (voir point 3.5.1), ce référentiel comprend notamment un récapitulatif des déchets produits, de leurs quantités et de leurs modalités de gestion, le « zonage déchet » et l'état des solutions d'élimination existantes.

Chaque site envoie annuellement à l'ASN les détails de sa production de déchets et des filières d'élimination, une comparaison avec les années précédentes, un bilan des écarts constatés et de l'organisation du site, les faits marquants survenus et les perspectives futures. Conformément à la réglementation, EDF procède à un tri à la source des déchets en distinguant notamment les déchets issus de zones nucléaires des autres. L'exploitant et l'ASN tiennent des réunions régulières, en vue d'échanger sur les affaires liées aux déchets et sur la gestion de ceux-ci, notamment au travers de bilans annuels.

Ces éléments, ainsi que des inspections au cours desquelles les inspecteurs passent en revue l'organisation du site en matière de gestion des déchets, constituent la base utilisée par l'ASN pour contrôler la gestion des déchets produits par les centrales nucléaires d'EDF et le respect de la réglementation.



Manutention de coques béton dans le bâtiment de traitement des effluents, à la centrale nucléaire de Saint-Alban/Saint-Maurice, novembre 2013.

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

Certains circuits de refroidissements des centrales nucléaires constituent des milieux favorables au développement des légionelles et des amibes (voir point 1.1.4). 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, notamment les rejets chimiques induits par les traitements biocides.

Un projet de décision relative à la prévention des risques microbiologiques liés aux installations de refroidissement du circuit secondaire des réacteurs électronucléaires est en cours de préparation pour faire évoluer cette réglementation de manière cohérente avec celle des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE).

Enfin, les actions engagées par EDF pour permettre le fonctionnement des groupes frigorifiques avec des fluides frigorigènes ayant un plus faible potentiel de réchauffement global sont bien avancées. La gestion des groupes frigorifiques ne permet cependant pas à ce jour d'éliminer les rejets incidentels de ces fluides dans l'atmosphère.

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 évaluations complémentaires de sûreté (ECS), au regard de cet accident.

Celles-ci ont été réalisées sur la base d'un cahier des charges cohérent avec les spécifications de l'ENSREG (*European Nuclear Safety Regulators Group*) (voir point 2.3

du chapitre 7) élaboré dans le cadre des *stress tests* européens.

Le résultat de ces ECS a été présenté aux groupes permanents réacteurs et laboratoires et usines réunis les 8, 9 et 10 novembre 2011 et a fait l'objet d'une position de l'ASN le 3 janvier 2012. Cette position a elle-même fait l'objet d'un examen dans le cadre des *stress tests* européens, qui se sont achevés en avril 2012.

Sur la base de l'avis du groupe permanent 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 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.

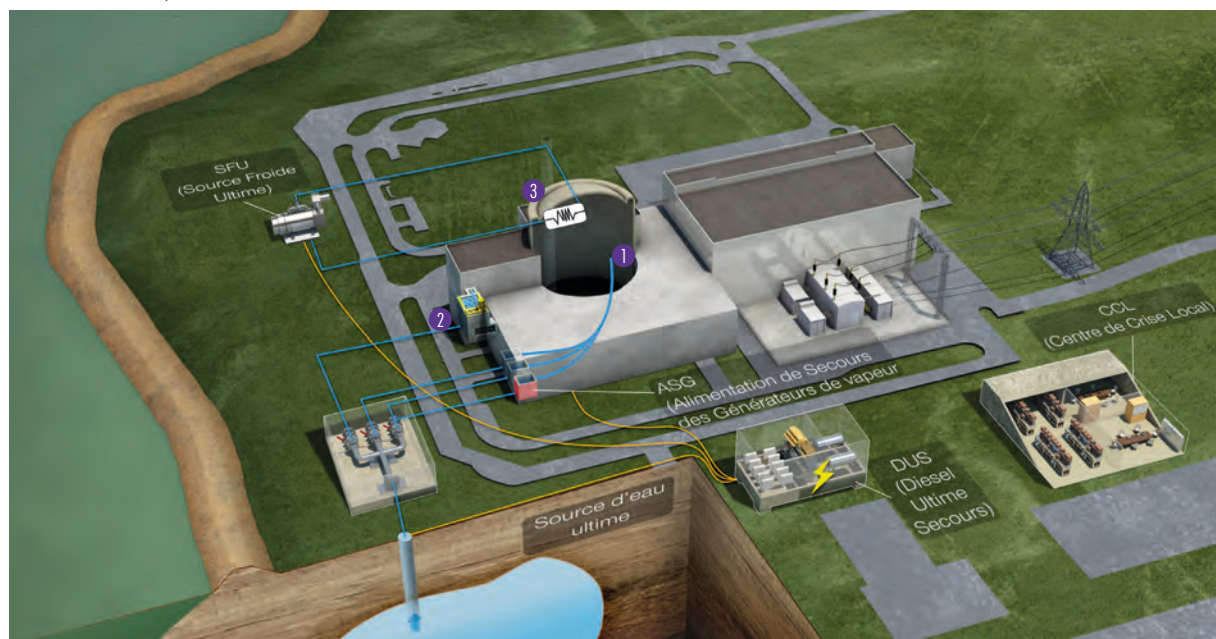
EDF a respecté l'ensemble des échéances réglementaires et ses engagements.

Toutefois, 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.

Les demandes de l'ASN s'inscrivent dans un processus d'amélioration continue de la sûreté au regard des objectifs fixés pour les réacteurs de troisième génération et visent à faire face à des situations très au-delà des situations habituellement retenues pour ce type d'installation.

Ces demandes sont prises en application de la démarche de défense en profondeur et à ce titre portent sur des mesures de prévention et de limitation des conséquences d'un accident, sur la base, à la fois, de moyens fixes complémentaires et de moyens mobiles externes prévus pour l'ensemble des installations d'un site au-delà de leur condition de conception initiale.

Compte tenu de la nature des travaux demandés, il est nécessaire que l'exploitant procède à des études de

LE PRINCIPE du noyau dur

- ❶ refroidissement du réacteur
- ❷ refroidissement de la piscine
- ❸ refroidissement du bâtiment réacteur

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 sur chacune des centrales. En effet, dans la mesure où ces travaux importants se déroulent sur des sites nucléaires en fonctionnement, il est aussi nécessaire de veiller à ce qu'ils ne dégradent pas la sûreté des centrales durant la phase de travaux.

3.2 La poursuite du fonctionnement des centrales nucléaires

L'exploitant d'une installation nucléaire doit procéder à un réexamen de sûreté de son installation tous les dix ans (voir point 2.11.4).

Les réacteurs du palier 900 MWe

Le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales

En juillet 2009, l'ASN a pris position sur les aspects généraux de la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 900 MWe au-delà de trente 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 de sûreté. L'ASN considère que le nouveau référentiel de sûreté présenté et les modifications 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 de sûreté du réacteur remis par EDF.

En 2014, 5 réacteurs supplémentaires ont intégré les améliorations issues du réexamen de sûreté dans le cadre de leur troisième visite décennale, portant ainsi à 24 sur 34 le nombre de réacteurs du palier 900 MWe ayant effectué leur troisième visite décennale.

L'ASN a par ailleurs transmis en 2014 à la ministre chargée de la sûreté nucléaire son analyse des rapports de conclusion du réexamen du réacteur 1 de Dampierre-en-Burly et du réacteur 5 du Bugey. 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 de sûreté. 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.

Le réexamen de sûreté associé aux quatrièmes visites décennales

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'orientation du réexamen de sûreté associé aux quatrièmes visites décennales des réacteurs de 900 MWe (DOR 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'examen détaillé du DOR VD4-900 par l'ASN est en cours avec l'appui de l'IRSN. L'ASN compte prendre position sur ce dossier courant 2015 après consultation du Groupe permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires (GPR) et du Groupe permanent d'experts pour les équipements sous pression nucléaires (GPESPN).



COMPRENDRE

Les enjeux de la poursuite du fonctionnement des réacteurs au-delà de quarante ans

La poursuite du fonctionnement des réacteurs au-delà de quarante ans n'est envisageable que si elle est associée à un programme volontariste et ambitieux de vérification de la conformité et d'amélioration de la sûreté.

En ce qui concerne l'appréciation de la situation des réacteurs, la poursuite du fonctionnement au-delà du quatrième réexamen de sûreté marque une échéance particulière. En effet, à partir de ce réexamen, certains systèmes, structures ou composants des réacteurs seront amenés à fonctionner au-delà de leurs hypothèses initiales de conception. C'est ainsi le cas de composants particulièrement critiques car non remplaçables tels que la cuve ou l'enveloppe de confinement.

La mise en œuvre d'une démarche appropriée de maîtrise du vieillissement et de l'obsolescence permettant notamment d'anticiper les risques liés aux phénomènes de dégradation pouvant survenir au-delà de quarante ans constitue un enjeu important.

Par ailleurs, une vérification étendue de la conformité de chaque réacteur et de son exploitation, couvrant l'ensemble des exigences définies pour les éléments importants pour la protection, est nécessaire pour apprécier l'état réel des réacteurs en vue de la poursuite de leur fonctionnement. Il importe qu'à l'issue de cette vérification EDF soit en mesure de remettre en conformité ses installations dans des délais appropriés.

En ce qui concerne la réévaluation de la sûreté, si le fonctionnement des réacteurs actuels était prolongé au-delà de quarante ans, ceux-ci coexisteraient au niveau mondial avec des réacteurs de conception plus récente répondant à des exigences de sûreté significativement renforcées. Au-delà de la question de la maîtrise du vieillissement, la prolongation de la durée de fonctionnement des réacteurs est également conditionnée à une réévaluation de sûreté ambitieuse visant à atteindre un niveau le plus proche possible de celui d'un nouveau réacteur. En particulier, les études de réévaluation de sûreté doivent être réalisées au regard des objectifs de sûreté applicables aux nouveaux réacteurs, tel l'EPR, conformément à la position retenue par l'association WENRA des responsables des autorités de sûreté nucléaire européennes.

Les réacteurs du palier 1 300 MWe

Le réexamen de sûreté 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.

En 2014, le réacteur 2 de Golfech et le réacteur 2 de Penly ont intégré à leur tour les améliorations issues du réexamen de sûreté dans le cadre de leur deuxième visite décennale. Les 20 réacteurs de 1 300 MWe ont ainsi tous effectué leur deuxième visite décennale.

L'ASN a par ailleurs transmis en 2014 à la ministre chargée de la sûreté nucléaire son analyse des rapports de conclusion du réexamen des réacteurs de Cattenom 2 et 3, Nogent-sur-Seine 1 et 2, Penly 1, ainsi que Saint-Alban 1 et 2.

Sur la base de cette analyse, l'ASN n'a pas identifié d'éléments mettant en cause la capacité d'EDF à maîtriser la sûreté de ces réacteurs de 1 300 MWe jusqu'au prochain réexamen de sûreté.

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.

Le réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales

L'ASN s'est prononcée en 2011 sur les orientations du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe.

Après plusieurs années d'instruction, avec l'appui de l'IRSN, l'ASN a sollicité en octobre 2014 l'avis du GPR sur les conclusions des études génériques réalisées par EDF sur les différents thèmes retenus lors de l'orientation, ainsi que sur les modifications envisagées pour améliorer la sûreté. L'ASN se prononcera début 2015 sur les aspects génériques de la poursuite du fonctionnement des réacteurs de 1 300 MWe au-delà de trente ans.

Le réacteur 2 de Paluel sera le premier réacteur du palier 1 300 MWe à effectuer sa troisième visite décennale, en 2015.

Les réacteurs du palier 1 450 MWe

Le réexamen de sûreté associé aux premières visites décennales

L'ASN s'est prononcée en 2008 sur les orientations du réexamen de sûreté associé à la première visite décennale des réacteurs de 1 450 MWe.

Ces premières visites décennales des réacteurs de 1 450 MWe se sont déroulées entre 2009 et 2012.

L'ASN a achevé en 2014 l'analyse des rapports de conclusions du réexamen transmis par EDF et prépare les prescriptions qu'elle compte édicter.

Le réexamen de sûreté associé aux deuxièmes visites décennales

EDF a transmis en 2011 ses propositions d'orientation du programme générique d'études du réexamen de sûreté associé aux deuxièmes visites décennales des réacteurs de 1 450 MWe.

L'ASN a sollicité début 2012 l'avis du GPR sur ces orientations.

À la suite de la réunion du GPR, EDF a complété fin 2012 son programme générique d'études par un certain nombre d'actions et a précisé certaines de ses propositions.

L'ASN s'est finalement prononcée en février 2015 sur les orientations du réexamen associé aux deuxièmes visites décennales des réacteurs de 1 450 MWe.

Les secondes visites décennales des réacteurs du palier 1 450 MWe sont programmées à partir de 2018 pour le réacteur de CHOOZ B2 et s'échelonnent jusqu'en 2022.

3.3 Le contrôle de la construction du réacteur EPR Flamanville 3

L'examen de la conception détaillée du réacteur Flamanville 3

L'examen de la conception détaillée est réalisé par l'ASN avec l'appui technique de l'IRSN sur la base d'un examen documentaire et d'analyses spécifiques. Cet examen s'inscrit dans le cadre de la préparation de la future instruction de la demande d'autorisation de mise en service de Flamanville 3 qu'EDF a prévu de déposer au printemps 2015, au titre de l'article 20 du décret n° 2007-1557 (voir point 2.12.1). En 2014, cet examen s'est poursuivi sur des sujets tels que les systèmes électriques de secours, les méthodes utilisées pour réaliser les études d'accident ou encore le contenu des futures règles générales d'exploitation.

Par ailleurs, en 2014, deux réunions du GPR ont été consacrées à Flamanville 3. La première a porté sur les études probabilistes de niveau 1 (risque de fusion du cœur) réalisées par EDF, la seconde sur la démarche proposée par EDF pour le classement des éléments importants pour la protection en fonction de leur rôle dans la démonstration de sûreté nucléaire et la définition des exigences définies afférentes.

Par ailleurs, l'ASN a mené en 2014 quatre inspections dans les services d'ingénierie d'EDF en charge des études de conception détaillée et de la surveillance des fabrications chez les fournisseurs. L'ASN a ainsi vérifié la

mise en œuvre de l'arrêté du 7 février 2012 dans leurs activités particulièrement en matière de traitement des écarts, de gestion des modifications ou encore de préparation de la documentation nécessaire à la réalisation des essais de démarrage.

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

Sur le chantier de Flamanville 3, l'ASN a réalisé en 2014, avec l'appui de l'IRSN, 21 inspections consacrées au contrôle de la construction, de la réalisation des premiers essais de démarrage et de la préparation du futur exploitant en 2014. Celles-ci ont porté en particulier sur les thèmes techniques suivants :

- le génie civil, dont les activités relatives à la construction et à la mise en précontrainte de l'enceinte interne du bâtiment réacteur ;
- les activités de montage mécanique, concernant notamment le circuit primaire principal du réacteur, les équipements de robinetterie, les traversées mécaniques de l'enceinte interne du bâtiment réacteur, les équipements nécessaires au fonctionnement des groupes électrogènes de secours, ainsi que les équipements de traitement des effluents liquides et gazeux ;
- les activités de montage des systèmes électriques, dont les opérations de tirage de câbles dans les bâtiments, le montage des traversées électriques de l'enceinte interne du bâtiment réacteur et les contrôles de fin de montage des tableaux électriques ;
- les activités de montage et de modification des systèmes du contrôle-commande, notamment l'installation des armoires, le raccordement des câbles associés et la modification des câblages internes aux armoires ;
- les premiers 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 et la radioprotection des travailleurs ;
- l'organisation du site pour le traitement des écarts et la gestion des modifications matérielles ;
- l'organisation de l'équipe d'exploitation du futur réacteur Flamanville 3 pour l'élaboration de la documentation d'exploitation ;
- l'organisation pour la surveillance des intervenants extérieurs ;
- l'impact environnemental du chantier.

Dans ses activités de contrôle du chantier, l'ASN a porté en 2014 une attention particulière aux sujets suivants :

- 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, 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. L'ASN examine régulièrement ce point

lors de ses inspections en veillant notamment à la prise en compte des risques associés aux co-activités liées à l'intervention simultanée de plusieurs corps de métier dans les bâtiments ;

- la prise en compte effective par EDF du retour d'expérience établi à la suite d'écarts survenus lors des premières opérations de précontrainte du béton. La mise en précontrainte conditionne le respect des exigences liées à la tenue de l'enceinte interne en situation accidentelle, auquel l'ASN est particulièrement vigilante. Au cours des premières activités de mise en précontrainte, le non-respect de procédures d'intervention a donné lieu à des écarts sur la composition du ciment injecté et la mise en tension préalable des câbles. L'ASN a été attentive à la mise en œuvre du plan d'action défini par EDF pour empêcher le renouvellement de ces écarts ;
- le début des activités de montage du circuit primaire principal. Ce circuit contient le cœur du réacteur et revêt à ce titre une importance de premier plan pour la sûreté. Pour ce qui concerne les activités d'EDF, l'ASN a examiné la surveillance exercée par EDF sur les intervenants extérieurs participant au montage du circuit primaire, et notamment son fabricant Areva NP. À ce titre, l'ASN veille notamment au respect des exigences de propreté et à la gestion adéquate par EDF des co-activités à proximité des équipements ;
- la préparation et la réalisation des premiers 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. L'ASN a mené en 2014 de nouvelles actions de contrôle pendant le déroulement des essais des systèmes de la station de pompage ;
- la préparation à l'exploitation du réacteur Flamanville 3 par l'entité d'EDF qui en sera chargée après sa construction. Cette entité est actuellement

composée d'environ 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.

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 2014 ont consisté en :

- la réalisation de contrôles de sécurité sur le chantier ;
- la participation à des réunions des comités d'hygiène, de sécurité et des conditions de travail (CHSCT) d'entreprises ;
- la réponse à des sollicitations directes de la part de salariés ;
- la réalisation d'enquêtes consécutives à la survenue d'accidents du travail.

En 2014, les inspecteurs du travail de l'ASN ont également effectué des contrôles relatifs à la lutte contre le travail illégal et ont poursuivi leur action concernant les procédures en cours d'instruction.



Inspection de l'ASN sur le chantier EPR de Flamanville : préparation des câbles électriques avant tirage, février 2014.

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

Au cours de l'année 2014, l'ASN a poursuivi l'évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires (ESPN) des circuits primaire et secondaires principaux. L'ASN a réalisé dans ce cadre en 2014 neuf inspections d'Areva NP ou de ses sous-traitants dans les usines de fabrication de ces ESPN. Par ailleurs, plusieurs milliers d'inspections ont été menées par les organismes agréés. Les fabrications sont terminées pour la plupart des gros équipements et sont engagées pour les robinets, vannes et clapets.

En 2010 et 2011, plusieurs non-conformités ont été détectées par Areva NP lors de la fabrication du couvercle de la cuve du réacteur de Flamanville 3. Il s'agissait notamment de nombreux défauts dans les soudures des adaptateurs de cuve. Ces écarts ont nécessité qu'Areva NP procède à des réparations de grande ampleur qui ont débuté en 2013. Ces opérations de réparation se sont poursuivies en 2014 sous la surveillance renforcée de l'ASN. Les demandes de l'ASN ont conduit Areva NP à développer au cours de l'année 2013 une méthode plus performante de contrôle par ultrason des soudures des adaptateurs de cuve. Celle-ci a été mise en œuvre à la fin de l'année 2014. La réparation du couvercle de cuve doit s'achever en 2015. Par ailleurs Areva rencontre des difficultés pour apporter les justifications attendues par l'ASN sur la maîtrise du risque d'hétérogénéité des propriétés du matériau du couvercle de cuve.

Sur le site de Flamanville, la construction de la chaudière nucléaire du réacteur EPR se réalise par séquences de montage successives pour lesquelles l'ASN, en liaison avec les organismes agréés pour l'évaluation de la conformité des équipements sous pression nucléaires, s'assure du respect des prérequis à ces opérations. Ces prérequis portent notamment sur la prise en compte des risques inhérents aux montages, sur les contrôles à effectuer sur site et sur l'organisation mise en place par EDF et Areva NP pour limiter les risques associés aux activités exercées à proximité par d'autres entreprises et assurer la propreté des aires de travail et des équipements assemblés.

L'ASN et les organismes agréés procèdent dans ce cadre à l'examen de la documentation technique relative aux opérations de montage ainsi qu'à des actions de surveillance des opérations de montage ou de fabrication des équipements sous pression nucléaires qui sont réalisées sur site. Ils exigent d'Areva 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 de défauts dans une soudure du circuit primaire. Areva a régulièrement des difficultés à fournir la documentation technique nécessaire à l'engagement des opérations de montage sur site. L'ASN a réalisé en 2014 trois inspections d'Areva NP portant sur le montage de la chaudière nucléaire et

trois inspections des organismes ou organes d'inspections agréés par l'ASN pour exercer une surveillance de ces activités. Par ailleurs ces organismes et organes d'inspections ont eux-mêmes conduit plusieurs centaines d'inspections en 2014.

Les opérations de montage de la chaudière nucléaire seront progressivement étendues, après vérification par l'ASN de la prise en compte de l'expérience acquise lors des premières activités réalisées.

3.4 Les réacteurs du futur : se préparer à prendre position sur la sûreté de la « génération IV »

Le CEA mène depuis 2000, en partenariat avec EDF et Areva, des réflexions sur les réacteurs de quatrième génération¹ notamment dans le cadre de coopérations internationales au sein du *Generation IV International Forum* (GIF). Ce forum est né en 2000 d'une initiative du ministère américain de l'énergie et regroupe treize pays membres représentés par leurs organismes de recherche et leurs industriels. Ce forum a pour objectif de mutualiser les efforts de R&D et de maintenir ouvert le choix des possibilités de développement industriel parmi les six filières sélectionnées 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 et en offrant une meilleure résistance face aux risques en matière de sécurité, de prolifération ou de terrorisme. Ces objectifs ont fait l'objet d'un large consensus au sein des membres du GIF. Pour leurs promoteurs, le déploiement industriel des réacteurs de quatrième génération est envisagé en France au plus tôt au milieu du

1. La « quatrième génération » de réacteurs est identifiée par opposition aux réacteurs immédiatement disponibles pour un renouvellement des réacteurs actuellement en exploitation, dits de troisième génération (cette appellation faisant elle-même référence au fait que les réacteurs actuellement en exploitation constituent la deuxième génération, par exemple en France les réacteurs à eau sous pression, ou REP, qui ont succédé aux réacteurs uranium naturel – graphite – gaz, ou UNGG, qui constituaient la première génération).

XXI^e 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.

Dans cette perspective à la fois de moyen et de long terme, l'ASN souhaite suivre, à un stade 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.

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 Groupe permanent d'experts en charge des réacteurs nucléaires (GPR), ainsi que ceux en charge des usines (GPU) et des déchets (GPD), 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. Le groupe permanent s'est réuni en avril 2014 et a pris connaissance, sur la base d'un rapport de l'IRSN, des avantages et inconvénients de chacune des technologies précitées compte tenu de leur état actuel de développement. Les besoins de recherche et développement destinés à asseoir la démonstration de sûreté ont également été présentés, de même que certains aspects à considérer pour ce qui concerne la sûreté du cycle du combustible associé à ces technologies. L'ASN prendra position en 2015 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 dossier d'orientations de sûreté (DO_RS)² du prototype Astrid. Le des-

2. Le DO_RS précède le dossier d'options de sûreté (DOS) que le CEA prévoit de rédiger en amont du dépôt de la demande d'autorisation de création de l'INB. Les dossiers d'orientations et d'options de sûreté ont notamment vocation à permettre à l'ASN de vérifier, dès le début du projet, que les enjeux de sûreté sont correctement pris en compte.

sier d'orientations de sûreté a fait l'objet d'un examen par les groupes permanents d'experts au cours du premier semestre 2013 et d'une prise de position de l'ASN en avril 2014 (voir chapitre 14).

3.5 Les autres faits marquants en 2014

3.5.1 Les faits marquants relatifs au contrôle des équipements sous pression

L'application de la réglementation relative aux équipements sous pression nucléaires

Le 9 juillet 2014, le président de l'ASN a réuni les principaux industriels impliqués dans l'application de la réglementation relative aux équipements sous pression nucléaires (ESPN). Lors de cet échange, l'ASN a demandé à EDF de faire en sorte que les fabricants d'ESPN puissent exercer pleinement leurs responsabilités, et notamment réaliser l'analyse de risques requise par la réglementation avant d'entamer la conception des équipements. L'ASN a également demandé aux principaux fabricants d'ESPN une évolution rapide et significative de leurs pratiques actuelles pour les rendre pleinement conformes aux exigences réglementaires, en particulier pour ce qui concerne la transmission d'une documentation technique satisfaisante avant l'engagement des opérations de fabrication.

La demande de justifications préalables au montage des générateurs de vapeur de remplacement destinés au réacteur 3 de la centrale nucléaire du Blayais

Après examen de la conception et de la fabrication des nouveaux générateurs de vapeur destinés au réacteur 3 de la centrale nucléaire du Blayais, l'ASN a constaté que toutes les justifications de sûreté requises en vue de leur montage et de leur mise en service n'ont pas été apportées. L'ASN a par conséquent demandé le 24 novembre 2014 à Areva et à EDF d'apporter des justifications de sûreté complémentaires. Celles-ci ont constitué des préalables au montage et à la mise en service des nouveaux générateurs de vapeur.

Les justifications demandées par l'ASN concernaient notamment les sollicitations mécaniques pour le dimensionnement des équipements, la réalisation d'essais complémentaires pour attester des propriétés mécaniques de certains matériaux, la représentativité des méthodes de calcul pour vérifier la tenue mécanique des équipements ou encore l'adéquation des méthodes de contrôles à la détection des défauts potentiels.

3.5.2 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 2014 ont notamment porté sur les champs suivants :

- le suivi des activités de chantiers avec une attention particulière aux activités de levage et aux risques liés à la co-activité et aux travaux en hauteur ;
- l'utilisation de produits chimiques cancérigènes, mutagènes ou ayant un impact sur la reproduction, l'amiante ou encore les activités de soudage ;
- les dispositions de protection contre l'incendie, dans une approche intégrée et coordonnée des exigences pour la sûreté et des exigences du code du travail ;
- le retour d'expérience du point de vue de la sécurité des travailleurs dans le cadre des opérations de remplacement de générateurs de vapeur ;
- l'évaluation des risques et la prévention en préparation des opérations nécessitant une entrée à l'intérieur des générateurs de vapeur ;
- les vérifications obligatoires des ponts polaires des bâtiments réacteur et des ponts lourds des bâtiments combustible.

Les enquêtes en matière d'accidents du travail, systémiques en cas d'accidents graves, ont été rares en 2014, et aucun accident mortel n'a été déploré.

Le contrôle de la durée du travail

En 2014, les inspecteurs du travail de l'ASN ont poursuivi les contrôles sur le respect de la réglementation relative au temps de travail ainsi qu'aux repos journaliers et hebdomadaires, principalement lors des périodes d'arrêt de réacteur. Ils ont encore constaté, pour certaines populations de techniciens et de cadres très sollicités par les activités menées en périodes d'arrêt de réacteur, des infractions concernant le respect des durées maximales de travail ainsi que des temps de repos.

La sous-traitance

L'ASN suit de près les procédures pénales engagées sur ce thème les années précédentes, notamment par des contacts réguliers avec les procureurs de la République. Les inspecteurs du travail ont également participé à plusieurs inspections en collaboration avec les inspecteurs de la sûreté nucléaire sur le thème de la qualité des interventions des prestataires.

Les procédures pénales engagées

L'inspection du travail de l'ASN a adressé aux différents parquets concernés neuf procès-verbaux relevés sur des centrales nucléaires en 2014.

3.5.3 Les faits marquants concernant la radioprotection des personnels

Les inspections sur la radioprotection

L'ASN a mené, en mars 2014, une inspection renforcée sur la radioprotection dans la centrale nucléaire de Gravelines. Dix inspecteurs de l'ASN y ont examiné l'organisation et management de la radioprotection, la maîtrise des chantiers, l'application de la démarche ALARA (*As Low As Reasonably Achievable* – voir point 1.1.6 du chapitre 2), la maîtrise de la propreté radiologique et la gestion des sources radioactives.

L'ASN a également mené plusieurs inspections concernant la démarche d'entrée en zone contrôlée en bleu de travail sur certaines centrales nucléaires (démarche EVEREST) et fait part de demandes à EDF afin d'accompagner l'entrée en vigueur de l'arrêté du 8 octobre 2014 modifiant l'arrêté du 15 mai 2006 relatif aux conditions de délimitation des zones surveillées et contrôlées, en demandant notamment de renforcer les dispositions de maîtrise de la propreté radiologique des installations sur les sites sur lesquels la démarche EVEREST est mise en place.

À NOTER

Irradiations d'intervenants lors d'interventions en fond de piscine

Lors des arrêts de réacteur, le combustible est déchargé du cœur du réacteur et transféré dans la piscine du bâtiment combustible grâce à un tube de transfert. En fin d'arrêt, après que les éléments combustibles ont été rechargés, l'exploitant assure l'étanchéité de ce dispositif de transfert en posant un obturateur. Cette opération, qui se déroule dans un compartiment de la piscine du bâtiment réacteur présente un risque d'exposition significatif.

Le 18 août 2014, à la suite d'une série de dysfonctionnements matériels et organisationnels dans la préparation et l'exécution de l'intervention, deux intervenants d'une entreprise sous-traitante qui travaillaient à la pose de l'obturateur du tube de transfert du réacteur 1 de la centrale de Gravelines ont été exposés à une dose environ dix fois supérieure à celle prévue, conduisant l'un des agents à dépasser, sur cette seule intervention, le quart de la limite réglementaire annuelle d'exposition des travailleurs, sans dépasser toutefois la limite annuelle. En raison de ce dépassement, cet événement a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale de gravité des événements nucléaires et radiologiques (INES).

Le 2 juillet 2014, deux intervenants d'une entreprise sous-traitante d'EDF qui travaillaient à la pose de l'obturateur du tube de transfert du réacteur 5 de Gravelines ont également été exposés à une dose très supérieure à celle prévue, sans dépasser toutefois le quart de la limite annuelle.

Les événements de contaminations significatives

Deux événements de contaminations significatives (classés au niveau 1 de l'échelle INES) ont été déclarés en 2014 dans les centrales nucléaires. Ils concernent :

- la contamination, lors de la manipulation d'un sac de déchets contenant des filtres usagés d'un circuit de ventilation, au niveau du nez d'un intervenant à la centrale nucléaire de Belleville, ayant entraîné une exposition supérieure au quart de la limite réglementaire par centimètre carré de peau ;
- la contamination, lors d'une activité de maintenance réalisée sur le « faux couvercle », au niveau de la joue d'un intervenant à la centrale nucléaire du Blayais, ayant entraîné une exposition supérieure au quart de la limite réglementaire par centimètre carré de peau.

3.5.4 Les faits marquants concernant

l'impact des centrales nucléaires

sur l'environnement et les rejets

La révision des prescriptions de rejets et de prélèvements d'eau

En 2014, l'ASN a achevé l'instruction des dossiers relatifs aux prélèvements d'eau et aux rejets d'effluents des centrales nucléaires du Bugey et de Saint-Alban, poursuivi celles de Saint-Laurent et de Fessenheim et commencé celles de Chinon, de Cruas, de Paluel et du Blayais.

Les décisions de l'ASN prises dans ce cadre (voir point 2.15.1) permettent notamment d'encadrer des modifications apportées par EDF aux installations, comme l'évolution du conditionnement chimique du circuit secondaire, la mise en place de traitements antitartres ou biocides des circuits de refroidissement (voir point 1.1.4) et de prendre en compte les évolutions de la réglementation.

L'ASN a également poursuivi l'instruction des dossiers d'EDF relatifs à la mise en place sur les centrales nucléaires 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).

Les défauts d'étanchéité de certains éléments

À la centrale nucléaire de Gravelines, des défauts d'étanchéité des réservoirs d'effluents radioactifs ont été constatés. En avril 2014, l'ASN a mis en demeure EDF de réaliser les travaux de réfection. L'ASN a ensuite contrôlé la remise en conformité. Par ailleurs, des défauts d'étanchéité de certaines rétentions des stations de production d'eau déminéralisée des centrales nucléaires de Chinon et de Civaux ont été mis en évidence. L'ASN a contrôlé la réparation de ces rétentions par l'exploitant. Ces incidents n'ont donné lieu à aucun rejet dans le milieu récepteur.

Les rétentions des réservoirs contenant des substances radioactives ou dangereuses et de collecte des eaux d'extinction d'incendie

Les réglementations relatives aux réservoirs contenant des substances radioactives ou dangereuses et au recueil des eaux d'extinction d'incendie imposent de disposer de volumes de rétention suffisants. À la demande de l'ASN, EDF a présenté des dispositions matérielles et organisationnelles pour renforcer les parades en place ou augmenter les volumes de rétention disponible.

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

La maîtrise des activités d'exploitation est dans l'ensemble satisfaisante. Toutefois, en 2014, plusieurs activités ont été à l'origine d'événements significatifs. Leurs causes profondes ont pour origines une préparation insuffisante, une gestion imparfaite des consignations ou encore une application ou une interprétation erronée des documents d'exploitation. L'ergonomie de ces derniers et leur exactitude apparaissent perfectibles. Cette situation est révélatrice d'une intégration encore trop limitée des utilisateurs finaux lors de la phase de conception et de vérification des documents de conduite ou de maintenance des installations. Ainsi, le processus d'élaboration de la documentation d'exploitation, en particulier celle établie par les services centraux d'EDF doit faire l'objet d'améliorations.

Bien que des améliorations par rapport à l'année 2013 soient perçues, les efforts en matière de maîtrise de planification, préparation, réalisation des essais périodiques et d'interprétation des résultats obtenus doivent être poursuivis. Si les défauts affectant le référentiel documentaire expliquent en partie les écarts relevés en 2014, les compétences des acteurs concernés ne permettent pas toujours d'en prévenir les effets, malgré les améliorations apportées par EDF aux programmes de formation des personnels et la mise en place d'un dispositif de compagnonnage pour les jeunes embauchés. EDF doit poursuivre le renforcement du dispositif de gestion des emplois et compétences.

Les situations d'urgence

Depuis le 13 novembre 2014, les sites ont mis en œuvre une nouvelle organisation de crise sur la base d'un référentiel national harmonisé. Cette mise à jour a permis, notamment, d'intégrer la force d'action rapide nucléaire (FARN) à l'organisation de crise. Ce référentiel a été décliné de manière satisfaisante sur l'ensemble des sites.

Les inspections 2014 sur la gestion de crise ont confirmé la bonne appropriation par les sites des plans d'urgence interne. Toutefois, ces inspections ont montré que la gestion des situations d'urgence peut être améliorée pour ce qui concerne notamment la gestion des matériels mobiles utilisés en situation d'urgence, le suivi des actions correctives identifiées lors des exercices de crise et des exercices d'évacuation réelle de blessés contaminés prévus par les conventions entre les hôpitaux et les centrales nucléaires, dont la mise en œuvre s'avère souvent incomplète.

L'incendie et explosion

En 2014, l'ASN a mené quatorze inspections dans le domaine de la maîtrise des risques d'incendie et d'explosion dans les centrales nucléaires. À l'issue de ces inspections, l'ASN note que l'organisation n'est généralement pas mise en défaut dans la gestion des feux réels et que les relations entre les sites et les services départementaux de lutte contre l'incendie et de secours se pérennisent dans la majorité des cas dans de bonnes conditions.



Exercice incendie dans un caisson d'observation du Centre de formation d'EDF à Nivillac (Morbihan), septembre 2014.

En revanche, d'une manière générale et malgré les efforts de quelques sites, des écarts liés à la gestion des inhibitions de la détection incendie sont observés, la prise en compte du retour d'expérience reste à améliorer et la gestion du risque d'incendie est perfectible dans certains bâtiments de traitement des déchets et des effluents. Enfin, si la situation s'est améliorée pour quelques sites, l'ASN attend plus de rigueur dans la mise en œuvre des permis de feu ainsi que dans la gestion des entreposages et de la sectorisation incendie, qui font l'objet de constats d'écart récurrents. Toutefois, le nombre de départs de feu déclarés est en diminution et la plupart des événements n'ont pas eu d'impact réel.

L'ASN a également réalisé des inspections lors desquelles elle a pu noter que la nouvelle organisation des sites vis-à-vis du risque d'explosion et les formations associées devront monter en puissance. Les efforts doivent être poursuivis pour acquérir une approche intégrée de la maîtrise du risque explosion tant au titre de la sûreté nucléaire que de la protection des travailleurs.



À NOTER

Trois événements relatifs au risque d'explosion

L'ASN souligne trois événements en 2014 relatifs au risque d'explosion, dont une partie des enseignements restent à analyser et le retour d'expérience à décliner sur les sites :

- le 23 mai dans un bâtiment des auxiliaires nucléaires au Tricastin, une brûlure d'un intervenant consécutive à une inflammation d'un jet d'hydrogène, à la suite d'une fuite dans un dispositif de prélèvement d'échantillons ;
- le 25 septembre au Blayois, une erreur d'inertage de la double enveloppe d'une tuyauterie véhiculant de l'hydrogène (inertage du circuit de la tranche voisine) au moment de la découpe de celle-ci ;
- le 12 novembre sur un parc à gaz de Dampierre-en-Burly, une fuite sur un cadre contenant des bouteilles d'hydrogène avec inflammation du jet d'hydrogène.

Les activités de maintenance

Si par le passé EDF n'anticipait pas suffisamment certaines problématiques de vieillissement ou certains modes de dégradation qui faisaient pourtant l'objet d'un retour d'expérience international, l'ASN a constaté que les problèmes de remplacement de matériels obsolètes font aujourd'hui l'objet d'une meilleure détection en amont. Cela permet de mieux anticiper la problématique de l'obsolescence de plus en plus importante des appareils analogiques et de certains types de capteurs ou actionneurs. Néanmoins, l'ASN reste vigilante sur les conditions de remplacement de ces équipements par des matériels comprenant des composants électroniques initialement élaborés pour l'industrie non nucléaire et dont les processus de développement peuvent être potentiellement moins stricts que ceux utilisés dans le domaine de la sûreté nucléaire.

Concernant l'approvisionnement des pièces de rechange et la réparation des matériels, comme l'an passé, des défauts de maîtrise de ces activités ont été constatés. Cependant, le nombre d'écarts relevés en 2014 est plus faible qu'en 2013, ce qui tend à démontrer que la centralisation des pièces de rechange sur un site unique a maintenant atteint un stade de développement pérenne. Néanmoins, il arrive que des pièces de rechanges mises à disposition des sites se révèlent encore être inadaptées ou non conformes. Cela peut conduire, dans les phases d'arrêt des réacteurs pendant lesquelles les activités programmées ne peuvent être décalées, à la mise en place d'une pièce de rechange qui peut être compatible fonctionnellement mais non qualifiée au regard des exigences de sûreté du matériel sur lequel elle est installée.

EDF a mis en œuvre un plan spécifique d'action pluriannuel visant à renforcer la maîtrise des activités programmées et réalisées lors des arrêts pour maintenance des réacteurs électronucléaires. Dans les faits, ce plan d'action a permis à l'exploitant une gestion plus sereine des phases de préparation et de réalisation des interventions. Toutefois, les efforts d'EDF doivent être poursuivis dans la durée, notamment en matière d'organisation du travail, de préparation de certaines activités, de respects des plannings et de coordination des chantiers.

L'état des matériels

Les programmes 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 importants pour la sûreté d'une centrale nucléaire à assurer leurs fonctions.

Dans le cadre de ses inspections, l'ASN a constaté cette année des progrès importants réalisés par les centrales nucléaires en matière d'organisation et de formation interne des acteurs impliqués dans le traitement des écarts, tout en relevant encore des insuffisances dans la déclinaison et le respect des règles émises par les services centraux d'EDF.

Les sites doivent poursuivre leurs efforts, en particulier en ce qui concerne l'identification et la traçabilité des écarts détectés.

Au-delà du traitement individuel de chaque écart, la méthodologie d'analyse mise en place par EDF, en application de l'article 2.7.1 de l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, pour apprécier l'effet cumulé des écarts a été examinée par le GPR lors d'une réunion en février 2014. Au cours de cette instruction, EDF a pris des engagements permettant, au travers d'une revue d'écarts plus approfondie et plus réactive, de renforcer l'appréciation de leurs enjeux de sûreté afin de mieux identifier et hiérarchiser ensuite les actions complémentaires à engager.

Enfin, EDF a progressé dans ses modalités de gestion du maintien de la qualification aux conditions accidentelles des matériels, notamment lors des opérations de maintenance préventive.

La première barrière de confinement

En 2014, l'état de la première barrière et sa gestion sont globalement stables mais perfectibles sur certains points. L'organisation mise en place pour éviter l'introduction de corps étrangers dans le circuit primaire s'est renforcée mais, sur certains sites, elle n'a pas évité la présence d'un nombre significatif de ceux-ci. Par ailleurs, il a été constaté une augmentation du nombre d'assemblages inéanches par rapport à 2013, même si le nombre de réacteurs concernés est identique. L'année 2014 a aussi été marquée par la définition et la mise en œuvre de mesures de réduction des risques liés à une oxydation excessive des gaines de combustibles en alliage Zircaloy-4. À la demande de l'ASN, EDF a adopté des mesures limitant l'oxydation des gaines et restreignant au strict nécessaire les mouvements de grappes absorbantes dès que l'épaisseur calculée d'oxyde atteint la valeur de 80 µm. Ces mesures de réduction des risques d'accident ont été jugées adéquates par l'ASN, dans l'attente du remplacement complet des assemblages gainés en Zircaloy-4 à l'horizon 2020.

Par ailleurs, deux événements notables concernant les grappes de contrôle ont marqué l'année 2014 :

- l'augmentation importante des temps de chute des grappes de contrôle dans le réacteur 2 de la centrale de Nogent, liée à la déformation des assemblages. Le réacteur a été arrêté avant la fin normale de son cycle de fonctionnement, ce qui a permis de renouveler le combustible et d'améliorer les temps de chute de ces grappes. L'ASN reste cependant vigilante sur l'évolution de cette situation ;
- la désolidarisation d'un crayon de grappe dans le réacteur 3 de la centrale du Tricastin, qui n'a pas été détectée pendant plus d'un cycle de fonctionnement du réacteur. L'assemblage concerné a été déchargé et les conséquences sur les autres assemblages ont été négligeables.

Enfin, quelques incidents se sont encore produits en 2014 lors de travaux sur des assemblages ou lors de leur manutention, comme l'endommagement d'un crayon de grappe source à Saint-Alban ou un choc entre deux assemblages à l'extrémité du tube de transfert du réacteur 2 de Cattenom. L'ASN estime qu'une attention particulière doit être portée sur ces points.

La deuxième barrière de confinement et les équipements sous pression

Les équipements sous pression dans lesquels circule le fluide en contact avec les éléments combustibles du réacteur constituent la deuxième barrière de confinement. Les exigences de l'arrêté du 10 novembre 1999 relatif à la surveillance de l'exploitation de ces

équipements sont correctement respectées mais toutefois des insuffisances sont fréquemment notées dans la préparation d'opération de maintenance ou de contrôle. Par ailleurs, la qualité de la documentation nécessaire à l'appréciation de l'état de ces équipements lors de la remise en service des réacteurs est encore régulièrement insatisfaisante même si EDF essaye de progresser. La gestion par EDF de la deuxième barrière de confinement évolue vers une situation satisfaisante avec la stratégie préventive déployée dans les programmes relatifs aux remplacements des générateurs de vapeur et aux opérations de maintien en propreté de leurs parties secondaires.

La situation des équipements sous pression ne relevant pas de la deuxième barrière :

- reste à améliorer pour les équipements sous pression nucléaires qui assurent notamment un rôle de confinement des substances radioactives. L'application de l'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires appelle encore régulièrement des observations de la part de l'ASN. EDF a engagé un plan d'action pour améliorer la situation ;
- est satisfaisante pour les équipements sous pression non nucléaires, notamment grâce à l'implication des services d'inspections reconnus par le préfet, chargés de veiller à l'application des dispositions réglementaires dédiées. L'ASN maintient une surveillance spécifique sur ces services reconnus, cette reconnaissance leur permettant d'adapter, en fonction des risques, le contenu et la périodicité des programmes d'inspection.

La troisième barrière de confinement

La gestion globale de la fonction de confinement

Par rapport à l'année 2013, le nombre d'événements relatifs à la troisième barrière a diminué, notamment sur les sites disposant d'un responsable chargé de la fonction « confinement ». Néanmoins, des améliorations sont encore attendues sur l'état du confinement, de la troisième barrière et de ses constituants pour ce qui concerne notamment la gestion des ruptures de confinement liées à la réalisation de travaux et la surveillance exercée par EDF sur les intervenants chargés du contrôle des étanchéités 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 de la phase générique du réexamen de sûreté associé à leur troisième visite décennale afin d'évaluer leur étanchéité et leur tenue mécanique. Les épreuves des enceintes réalisées lors de ces visites en 2014 n'ont pas mis en lumière de problème particulier susceptible de remettre en cause leur exploitation pour dix années supplémentaires. Plus généralement, les résultats des épreuves décennales des enceintes de ces réacteurs ont montré jusqu'ici des taux de fuite conformes aux critères réglementaires.

Les enceintes à double paroi

Les résultats des épreuves des enceintes à double paroi 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 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 de ceux 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.

Pour autant, l'ASN reste vigilante quant à l'évolution de l'étanchéité de ces enceintes non revêtues à la conception par une peau métallique intégrale. Les enjeux liés au confinement des réacteurs à double paroi ont ainsi été examinés 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

Les dispositions concernant les hommes et les organisations dans les activités d'exploitation

L'organisation mise en place par EDF prévoit un poste de consultant en facteurs humains (FH) pour deux réacteurs. Le référentiel d'EDF prévoit que les missions des consultants FH s'articulent autour de trois champs : participer au processus de retour d'expérience du site, améliorer les situations de travail et les pratiques et développer la prise en compte des FH sur les sites notamment à travers l'animation d'un réseau de correspondants dans les services. Dans les faits, les missions des consultants FH consistent majoritairement en la participation au processus de retour d'expérience de manière plus ou moins systématique et en la formation des intervenants, EDF ou prestataires, aux pratiques de fiabilisation des interventions humaines. Toutefois, certains sites commencent à être dotés d'un réseau de correspondants locaux FH, présents au sein des services métiers, animé par le consultant FH. Le temps alloué aux correspondants locaux pour cette mission est cependant limité et n'est souvent pas spécifié, et la constitution et l'efficacité de ces réseaux restent insuffisantes. Les missions des consultants FH pourraient être étendues à d'autres champs des facteurs organisationnels et humains, telle que la prise en compte de l'organisation et des besoins des intervenants dans l'évolution des

systèmes ou dans les modifications de certains matériels. La position des consultants FH et des correspondants FH dans l'organisation des sites doit donc continuer de se renforcer. L'ASN précise que l'ouverture de leur champ d'intervention serait à coupler avec une réflexion sur les effectifs à allouer à cette fonction sur chacun des sites.

Les managers renforcent globalement leur présence sur le terrain, même si parfois ces visites de terrain sont plutôt réalisées dans la perspective de contrôler des écarts de comportement des intervenants ou bien l'état des installations que pour effectuer des observations de situations de travail qui permettraient d'y détecter des améliorations possibles ou des besoins en formation des intervenants.

Des efforts importants sont engagés par EDF pour développer la mise en œuvre des pratiques de fiabilisation des interventions dans le cadre du projet national « performance humaine ». Pour l'ASN, l'application du projet « performance humaine » par les sites doit s'accompagner d'autres actions d'amélioration propres aux sites concernant l'organisation, le management de la sûreté ou les conditions d'intervention.

Les conditions d'intervention

Malgré des améliorations en termes de propreté des locaux (projet « obtenir un état exemplaire des installations - OEEI » d'EDF), l'ASN relève encore en 2014 de nombreuses insuffisances concernant les conditions d'intervention. L'ASN a ainsi pu constater que des matériels sont inadaptés aux tâches à effectuer, du fait par exemple de leur indisponibilité ou de leur contamination. L'ASN constate également des locaux exigus ou inaccessibles, des défauts de repérage ou des indications difficiles à lire. Les documents mis à disposition des intervenants par EDF se révèlent régulièrement inappropriés, incomplets ou peu adaptés. Ce constat fait depuis plusieurs années par l'ASN interroge le processus de révision documentaire mis en œuvre par EDF, ceci d'autant plus que ces insuffisances peuvent induire de la pénibilité et une diminution de la performance et ont pu favoriser la survenue d'événements significatifs.

Par ailleurs, l'environnement physique de travail (luminosité, chaleur, bruit) des intervenants continue d'induire des conditions d'intervention dégradées. Toutefois, certains sites font des efforts soulignés dans ce domaine.

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

Les modifications matérielles et documentaires étant gérées essentiellement au niveau national, les sites n'ont pas toujours les marges de manœuvre souhaitées pour pouvoir améliorer l'environnement de travail des intervenants quand un besoin local est identifié. Ainsi, les actions de progrès effectuées par les sites se résument généralement à la mise en œuvre de parades sans action sur le problème lui-même.

Au niveau national, EDF a développé la démarche « 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 estime que la philosophie de la démarche SOH est 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 doivent se poursuivre pour atteindre les effets attendus.

La gestion des compétences, des habilitations et de la formation

L'organisation en place sur les sites pour gérer les compétences et les habilitations est globalement satisfaisante et les processus de gestion sont bien documentés et cohérents. 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.

Des insuffisances sur certains sites sont toutefois encore relevées par l'ASN lors des inspections pour ce qui concerne la gestion prévisionnelle des emplois et des compétences, même si de manière générale des investissements importants sont concédés par EDF en matière de recrutement et de formation pour anticiper le renouvellement des compétences lié au départ des intervenants en inactivité. Sur quelques sites, les effectifs dans certains services métiers sont insuffisants et peuvent induire une surcharge de travail défavorable à la sûreté et des difficultés dans la mise en œuvre du compagnonnage des jeunes embauchés par les personnes plus expérimentées. De plus, plusieurs inspections ont mis en exergue le fait que les sites ont des difficultés à expliquer la méthodologie utilisée pour estimer en nombre et en niveau les compétences requises, ce qui interroge l'ASN sur la détermination par EDF des effectifs cibles, et en particulier sur l'analyse des fragilités potentielles associées (par exemple augmentation de la charge de travail).

Compte tenu des départs en inactivité attendus dans les années à venir et des travaux considérables qui sont à réaliser par EDF à la suite des ECS ou dans le cadre des ECS, 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

Des améliorations ont été constatées par les inspecteurs du travail en matière de respect des durées de repos quotidien et hebdomadaire, ce qui constitue un progrès par rapport aux années précédentes. Néanmoins la prise en compte par EDF des demandes de l'ASN en matière de durée du travail reste perfectible, en particulier en raison de l'absence de système de décompte de la durée du travail des cadres.

Certaines situations de risques professionnels sont mieux prises en compte, comme les risques liés aux fumées de soudage, et l'élargissement annoncé par EDF des missions des « responsables de zone » à l'ensemble de la sécurité conventionnelle des travailleurs.

En outre, l'ASN souligne positivement la réactivité d'EDF pour le traitement de ses demandes relatives à la conformité des principaux ponts de manutention et de certains matériels tire-câbles. Les contrôles de l'ASN ont toutefois montré qu'au-delà des seuls ponts de manutention, un travail important doit être mené sur la conformité des machines aux exigences du code du travail.

Des progrès sont encore attendus dans le domaine de la gestion de la co-activité (qualité des plans de prévention notamment) et du recours à la sous-traitance (lutte contre le prêt illégal de main-d'œuvre). 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 2014, l'ASN a mené 28 inspections relatives à la radioprotection des travailleurs dans les centrales nucléaires.

La dosimétrie collective par réacteur a diminué en 2014 par rapport à 2013 et est en dessous de la prévision d'EDF. Cette baisse est en partie liée à des progrès réalisés dans la mise en œuvre du principe ALARA et à la maîtrise du nombre de jours de prolongation des arrêts de maintenance. Les doses reçues par les travailleurs sont réparties selon une distribution illustrée ci-après par les graphiques 1, 2 et 3.

L'ASN considère que la situation moyenne des centrales nucléaires en 2014 dans le domaine de la radioprotection reste perfectible sur quelques points :

- après deux années insatisfaisantes, la maîtrise des chantiers de radiographie industrielle s'améliore mais des fragilités persistent dans l'organisation de la gestion et de la modification des plans utilisés pour définir le balisage de la zone d'opération, ainsi que dans la qualité des visites de l'installation réalisées lors de la préparation de ces chantiers ;

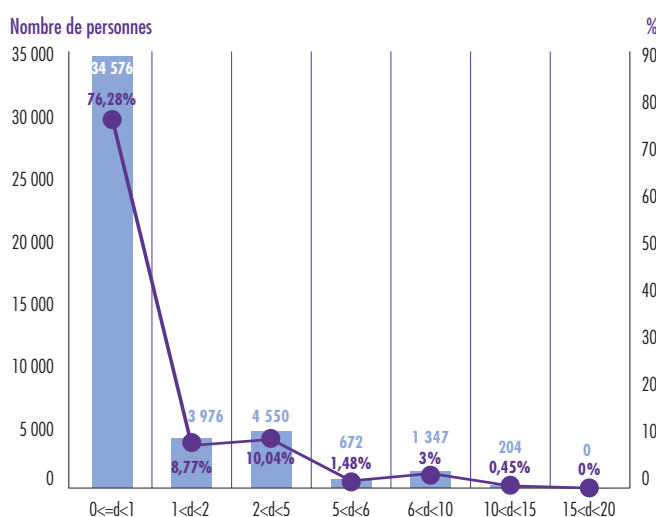
- la rigueur dans la préparation des chantiers (notamment la prise en compte des points chauds dans l'analyse de risque et l'évaluation de dose prévisionnelle), le suivi par les personnes compétentes en radioprotection des doses intégrées, la mise en œuvre des dispositions d'optimisation (en particulier la télédosimétrie) et le comportement des intervenants face aux alarmes des dosimètres électroniques ne sont pas au niveau attendu. Ces insuffisances sont à l'origine de trop nombreux dépassements des objectifs de doses individuels, voire d'expositions significatives des intervenants, notamment lorsqu'ils interviennent en fond de piscine (voir point 3.5.3) ;
- la maîtrise de la dispersion de la contamination à l'intérieur du bâtiment réacteur progresse mais reste encore insuffisante notamment en raison de comportements inadéquats ou de défauts de confinement des chantiers ;
- la maîtrise des zones contrôlées orange progresse mais reste insuffisante. Des efforts sont notamment attendus concernant la gestion des déchets irradiants et l'identification des activités concernées.

4.1.5 L'évaluation des dispositions en matière de maîtrise des nuisances et de l'impact sur l'environnement

En 2014, l'ASN a mené 57 inspections relatives à la maîtrise des nuisances et de l'impact des centrales nucléaires sur l'environnement, portant principalement sur la prévention des nuisances, les rejets dans l'environnement et la gestion des déchets.

L'organisation en matière de maîtrise des nuisances et de l'impact des centrales nucléaires sur l'environnement est jugée satisfaisante sur la plupart des sites, notamment par la mise en place de structures permettant

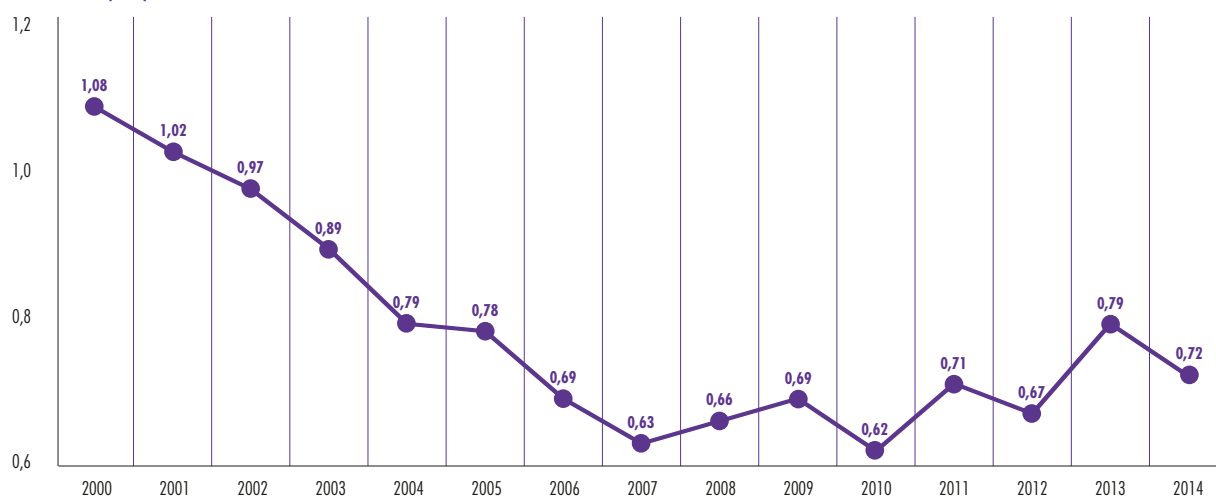
GRAPHIQUE 1 : répartition de la population par plage de dose sur l'année 2014



Source : EDF

GRAPHIQUE 2 : dose collective moyenne par réacteur

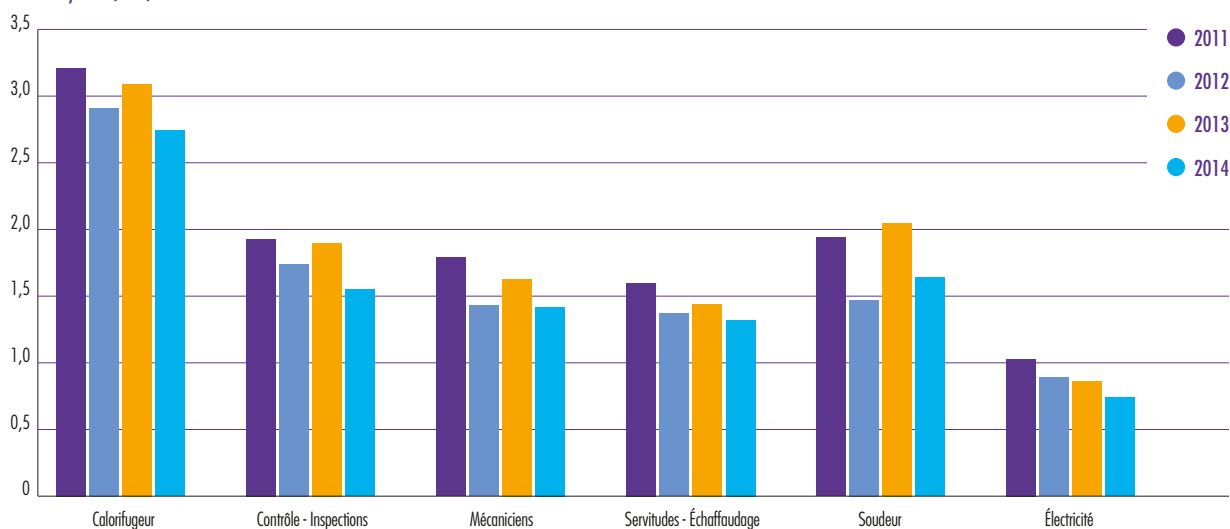
Dose collective (H.Sv)



Source : EDF

GRAPHIQUE 3 : évolution de la dose individuelle moyenne en fonction des catégories de métiers des travailleurs intervenant lors de la maintenance des réacteurs

Dose moyenne (mSv)



Source : EDF

l'application des nouvelles exigences réglementaires. Les prévisions de rejets fixées par les centrales sont fondées sur le retour d'expérience interne mais également des autres sites, ce qui est satisfaisant. Cependant, la surveillance des prestataires a été jugée insuffisante, notamment sur des opérations liées à la surveillance de l'environnement et au contrôle des légionelles et des amibes dans les circuits de refroidissement. Par ailleurs, la prise en compte du retour d'expérience est inégale entre les sites.

Des écarts dans les domaines de l'exploitation et de la surveillance des installations sont encore observés. En particulier, la détection et le traitement des écarts relatifs à la conformité des installations sont perfectibles voire insuffisants sur la majorité des sites.

La déclinaison des programmes de maintenance (périodicité ou niveau des contrôles) ainsi que la préparation de certains chantiers, notamment lorsqu'ils induisent des risques de déversements de substances radioactives ou dangereuses, ne font pas toujours l'objet d'une attention suffisante de la part d'EDF. Enfin, la gestion des déchets est le plus souvent perfectible, avec des écarts fréquents aux différents référentiels d'exploitation.

L'ASN considère que la qualité de la documentation relative à la prévention des pollutions et aux modalités d'exploitation des installations reste perfectible, notamment pour pleinement prendre en compte la réglementation européenne relative à la classification et à l'étiquetage des produits chimiques.

L'ASN relève des délais parfois trop longs dans la déclinaison et l'appropriation des prescriptions réglementant les rejets et les déchets, et des dispositions de prévention et de limitation des nuisances fixées par l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base et la décision n° 2013-DC-0360 du 16 juillet 2013.

Enfin, la démarche d'intégration par EDF des équipements et activités relatifs à la maîtrise des nuisances et de l'impact parmi les équipements et activités importants pour la protection définis par l'arrêté du 7 février 2012 est insuffisante et doit être notablement renforcée.

4.1.6 L'analyse du retour d'expérience

Le processus de retour d'expérience

Le programme d'actions correctives d'EDF, qui consiste à mettre en œuvre une boucle d'analyse et de traitement des constats issus du terrain, continue d'être décliné sur les sites. En plus de ce programme, les sites s'organisent pour traiter les événements significatifs et le retour d'expérience communiqué par le niveau national et par d'autres sites.

Concernant le retour d'expérience à la suite d'un événement significatif, l'ASN a constaté que plusieurs sites utilisaient une nouvelle méthode d'analyse proposée par les services centraux d'EDF. Sur plusieurs sites, la qualité des rapports d'événements significatifs que l'ASN reçoit est en amélioration lorsque cette nouvelle méthode est utilisée. Des disparités existent dans l'implication des consultants FH dans le processus de retour d'expérience réactif, processus qui comprend principalement l'analyse des causes profondes, souvent organisationnelles, et l'identification, la mise en œuvre et le suivi des actions correctives.

De plus, suivant les sites, les analyses ne permettent pas de remonter systématiquement jusqu'aux éventuels dysfonctionnements organisationnels, ceci même lorsque les consultants FH ont participé aux analyses. Il est aussi régulièrement constaté que les mesures correctives mises en œuvre par les sites ne permettent pas toujours de répondre aux dysfonctionnements organisationnels mis en lumière dans les analyses.

L'analyse des statistiques sur les événements significatifs

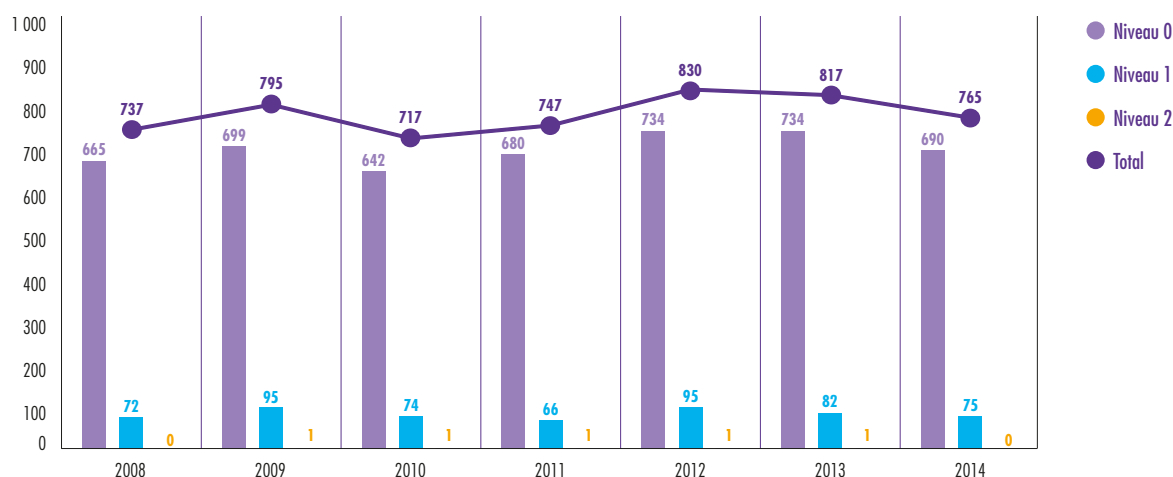
En application des règles relatives à la déclaration des événements significatifs (voir point 3.4 du chapitre 4), EDF a déclaré, en 2014, 640 événements significatifs au titre de la sûreté, 116 au titre de la radioprotection et 112 au titre de la protection de l'environnement.

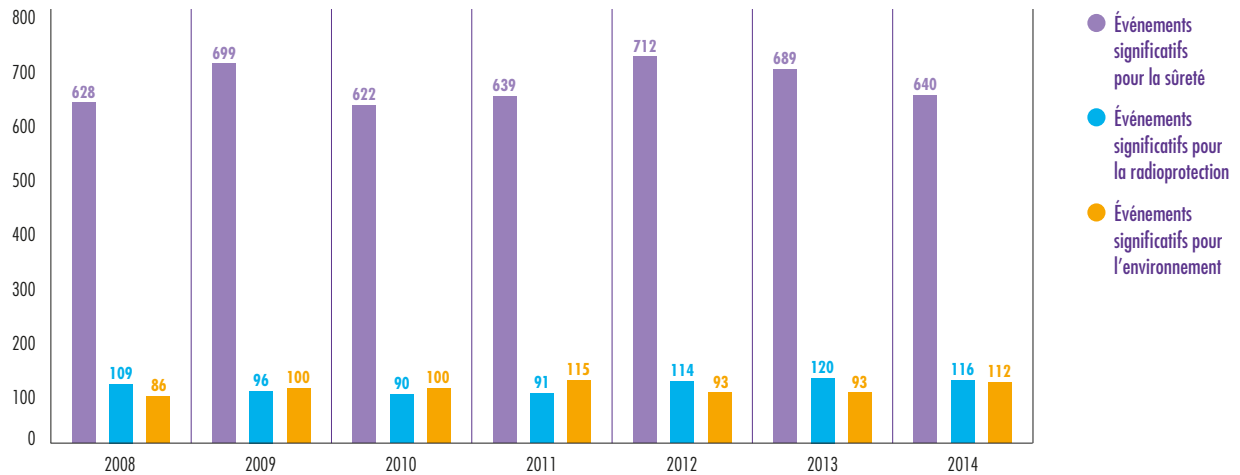
Le graphique 4 présente l'évolution du nombre d'événements significatifs déclarés par EDF et classés sur l'échelle INES depuis 2008. En 2014, 765 événements ont été classés sur l'échelle INES.

Le graphique 5 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).

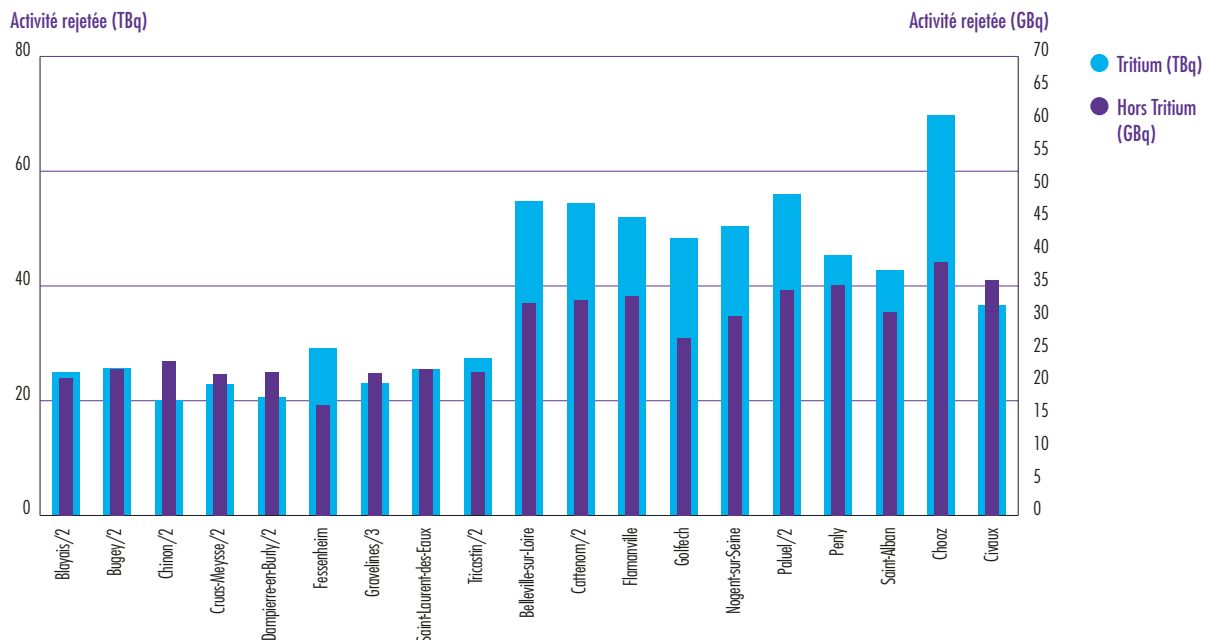
Le nombre d'ESS déclarés est en diminution de 3,8 % par rapport à 2013, confirmant la tendance amorcée en 2013. Si ces événements trouvent principalement leur origine dans des défauts de maintenance ou d'exploitation, la diminution du nombre d'ESS s'explique en partie par l'amélioration de la qualité de la préparation des interventions réalisées lorsque le réacteur est à l'arrêt pour maintenance. L'ASN considère néanmoins que les pratiques de

GRAPHIQUE 4 : évolution du nombre d'événements significatifs classés sur l'échelle INES dans les centrales nucléaires d'EDF de 2008 à 2014



GRAPHIQUE 5 : évolution du nombre d'événements significatifs par domaine dans les centrales nucléaires d'EDF de 2008 à 2014


Les événements hors échelle INES sont également pris en compte.

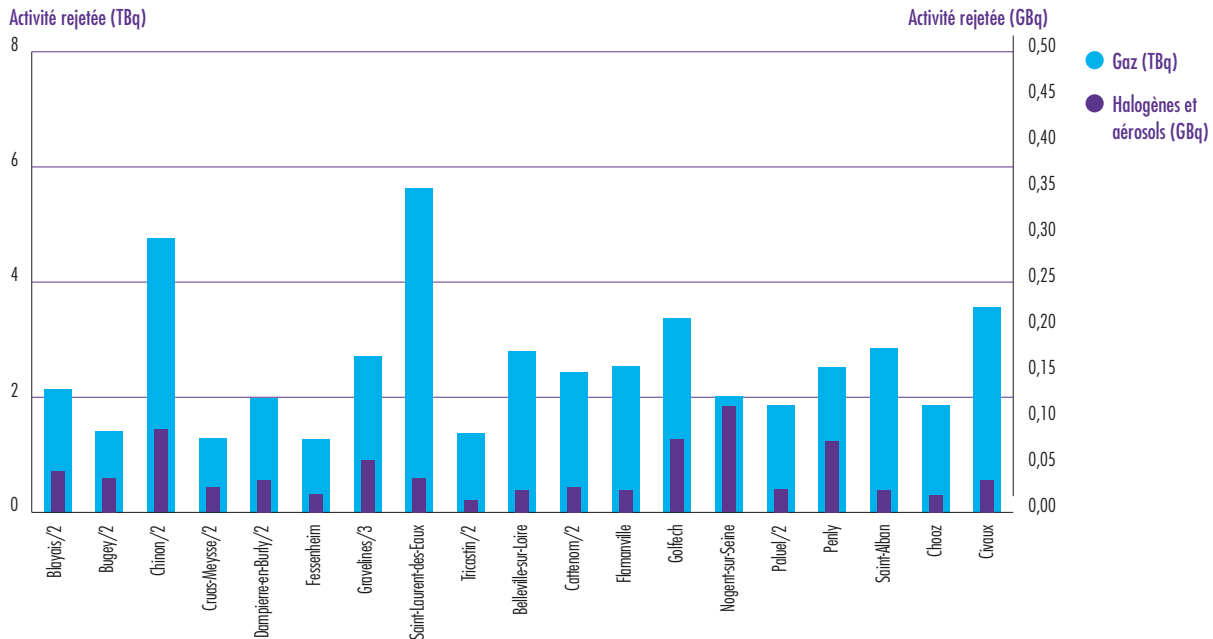
GRAPHIQUE 6 : rejets radioactifs liquides pour les centrales nucléaires en 2014


fiabilisation et d'optimisation mises en œuvre par EDF sont encore porteuses d'améliorations significatives.

Le nombre d'ESR a également diminué d'environ 3,3 % par rapport à 2013, ce qui marque une inflexion par rapport aux années antérieures. Cette diminution est notamment la conséquence de l'amélioration de la maîtrise des chantiers de radiographie industrielle et d'une meilleure prévention des risques de dispersion de matières radioactives dans le bâtiment réacteur. En revanche, la qualité de la préparation des interventions et le suivi dosimétrique des intervenants sont encore insuffisants et restent à l'origine de nombreux ESR.

Le nombre d'ESE a significativement augmenté par rapport à l'année 2013, de près de 20,4 %. Cette augmentation trouve son origine dans un défaut de maîtrise des appareils renfermant des fluides frigorigènes. Cette augmentation traduit aussi une prise en compte accrue des enjeux environnementaux dans le processus d'identification des écarts mis en œuvre par EDF.

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

GRAPHIQUE 7 : rejets radioactifs gazeux pour les centrales nucléaires en 2014

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

Faire évoluer les pratiques des industriels

L'ASN fait le constat que les justifications et démonstrations apportées par les fabricants dans le cadre des évaluations de conformité des équipements sous pression nucléaires neufs sont encore régulièrement insatisfaisantes.

L'arrêté du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires a introduit un renforcement significatif des modalités de justification et de surveillance de la conception et de la fabrication de ces équipements. Il impose aux fabricants des équipements de produire plus de justifications et de démonstrations que précédemment, afin d'obtenir des garanties plus fortes sur la qualité de ces équipements.

L'ASN demande aux fabricants de modifier leurs pratiques afin de les mettre en conformité avec les exigences réglementaires.

Créer des conditions favorables à la prise d'autonomie des organismes agréés par l'ASN pour évaluer la conformité des ESPN

Les organismes agréés jouent un rôle majeur dans le contrôle du respect des exigences réglementaires qui s'appliquent à la conception et à la fabrication des ESPN. Ils sont en effet impliqués directement

ou indirectement, par le biais de mandats délivrés par l'ASN, dans le contrôle de la fabrication de l'ensemble des ESPN.

À l'issue de la surveillance exercée en 2014 par l'ASN sur les organismes agréés, aucun écart significatif susceptible de remettre en cause les fondements de leur agrément n'a été constaté. L'ASN considère toutefois que les organismes qu'elle a agréés pour évaluer la conformité des ESPN doivent encore renforcer leur action. L'ASN a engagé en 2014 des actions visant à favoriser l'exercice de leurs responsabilités en créant des conditions propices à leur indépendance et leur autorité.

5. PERSPECTIVES

En 2015, les actions de l'ASN dans le domaine du contrôle des centrales nucléaires porteront plus particulièrement sur les thèmes suivants.

Les réexamens de sûreté

L'engagement des troisièmes visites décennales des réacteurs de 1 300 MWe concrétise l'achèvement de la phase générique de leur réexamen de sûreté. Le contrôle de la mise en œuvre des modifications matérielles et documentaires issues de ce réexamen, lors de la visite décennale du réacteur 2 de Paluel en 2015, est un enjeu tout particulier compte tenu de leur ampleur et de leur nature, dans un contexte de renouvellement générationnel marqué. Le retour d'expérience de ce déploiement apparaît d'ores et déjà

porteur d'enseignements pour la préparation et la réalisation du quatrième réexamen de sûreté des réacteurs de 900 MWe et du deuxième réexamen de sûreté des réacteurs de 1 450 MWe, dont l'examen de la phase générique s'intensifiera en 2015.

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. Ce contrôle amènera l'ASN à vérifier fin 2015 que la capacité d'EDF à mobiliser les moyens d'intervention mobiles et les ressources affectées à la force d'action rapide nucléaire (FARN) a été étendue à la centrale de Gravelines, seul site français comprenant six réacteurs.

L'ASN portera une attention particulière à l'examen des dispositions de conception, de construction et d'exploitation qu'EDF a retenues pour répondre aux prescriptions attachées au noyau dur. L'instruction des dossiers de déclaration des modifications des installations visant l'implantation d'un groupe électrogène additionnel sur chaque réacteur et d'un nouveau centre de crise sur chaque site s'inscrit dans ce cadre.

Le contrôle du réacteur EPR

Outre l'examen de la conception détaillée du réacteur EPR de Flamanville 3, la construction et les essais de démarrage de ce réacteur mobilisent 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 2015 verra aussi l'engagement de l'instruction de la demande d'autorisation de mise en service de ce réacteur qu'EDF a prévu de déposer au printemps. L'examen de cette demande amènera l'ASN à vérifier la prise en compte des exigences portées 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.

Les adaptations aux dispositions de la loi sur la transition énergétique pour la croissance verte

Le projet de loi relatif à la transition énergétique pour la croissance verte induira des modifications des procédures administratives applicables aux installations nucléaires de base. Est notamment introduit le principe d'une autorisation administrative préalable à la mise en œuvre de certaines modifications d'une installation nucléaire. En outre, les réacteurs électronucléaires seront également soumis à un encadrement renforcé des réexamens de sûreté à l'occasion de leur quatrième visite décennale. L'ASN sera donc amenée à mettre en œuvre ces nouvelles dispositions législatives.

Le retour d'expérience de la réglementation relative aux équipements sous pression nucléaires

L'ASN a engagé une démarche de retour d'expérience de la réglementation relative aux équipements sous pression nucléaires qu'elle poursuivra en 2015. Celle-ci se traduira par des échanges rapprochés avec les fabricants, les exploitants et les organismes agréés sur les justifications attendues par l'ASN pour démontrer le respect des exigences fixées par la réglementation. Par ailleurs, l'ASN poursuivra le projet de modification de 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 pour le mettre en cohérence avec les textes plus récents.

