



Liberté • Égalité • Fraternité

RÉPUBLIQUE FRANÇAISE

**Rapport de la France
en application de la directive 2009/71/Euratom
du 25 juin 2009**

Table des matières

A - Introduction	5
1. Généralités	5
1.1 Objet du rapport	5
1.2 Auteurs du rapport.....	5
1.3 Structure du rapport	5
1.4 Publication du rapport	5
2. Installations concernées	6
3. Politique nationale et organisation en matière de sûreté nucléaire	6
B - Dispositions prises article par article.....	8
4. Article 4 : Cadre législatif, réglementaire et organisationnel	8
4.1 Le cadre législatif et réglementaire.....	8
4.1.1 Les responsabilités de chaque partie prenante	9
4.1.2 Les procédures d'autorisation	9
4.1.2.1 Les autorisations de création	9
4.1.2.2 Les autres installations situées dans le périmètre d'une INB	11
4.1.2.3 Les autorisations de mise en service	11
4.1.2.4 La modification d'une INB	11
4.1.2.5 Les autorisations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement.....	11
4.1.3 Le contrôle des activités nucléaires	12
4.1.4 Les mesures coercitives.....	12
4.2 Le maintien et l'amélioration du cadre législatif et réglementaire	13
5. Article 5 : Autorité de réglementation compétente	15
5.1 Le fondement juridique de l'autorité de réglementation	15
5.2 L'indépendance de l'autorité de réglementation	16
5.3 Les ressources de l'autorité de réglementation et son action.....	16
5.3.1 Le respect des exigences de sûreté par les exploitants	18
5.3.2 L'instruction technique des dossiers fournis par l'exploitant.....	18
5.3.3 L'inspection	19
5.3.3.1 Les objectifs et les principes	19
5.3.3.2 Les pratiques de l'inspection	19
5.3.3.3 L'organisation de l'autorité de réglementation pour le contrôle des INB.....	20
5.3.4 Les moyens coercitifs à disposition de l'autorité de réglementation	21

Table des matières

6. Article 6 : Titulaires d'autorisation	22
6.1 La responsabilité première en matière de sûreté nucléaire	22
6.2 Evaluation de sûreté et vérification.....	22
6.2.1 Les demandes et contrôles de l'autorité de réglementation	22
6.2.1.1 Les évaluations en amont de la construction	23
6.2.1.2 Les évaluations en amont de la mise en service.....	23
6.2.1.3 Les évaluations et les vérifications durant l'exploitation	23
6.2.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation	28
6.2.2.1 Les mesures prises pour les centrales électronucléaires	29
6.2.2.2 Les mesures prises pour les installations du cycle combustible.....	32
6.2.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	32
6.3 Conception et construction des installations nucléaires	36
6.3.1 Les demandes et contrôles de l'autorité de réglementation	36
6.3.1.1 Exigences applicables aux dispositions visant à prévenir les accidents pendant la phase de dimensionnement et de construction.....	36
6.3.1.2 Exigences applicables aux dispositions visant à prévenir les accidents pendant l'exploitation	37
6.3.1.3 Exigences applicables aux dispositions visant à limiter les conséquences des accidents.....	38
6.3.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation.....	38
6.3.2.1 Les mesures prises pour les centrales électronucléaires	38
6.3.2.2 Les mesures prises pour les installations du cycle du combustible.....	42
6.3.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	42
6.4 Priorité à la sûreté	46
6.4.1 Les demandes et contrôles de l'autorité de réglementation	46
6.4.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation.....	47
6.4.2.1 Les mesures prises pour les centrales électronucléaires	47
6.4.2.2 Les mesures prises pour les installations du cycle du combustible.....	50
6.4.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	51
6.5 Ressources humaines et financières des titulaires d'autorisation	52
6.5.1 Les ressources humaines	52
6.5.1.1 Les demandes et contrôles de l'autorité de réglementation	52
6.5.1.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation	53
6.5.2 Les ressources financières.....	55
6.5.2.1 Les demandes et contrôles de l'autorité de réglementation	55
6.5.2.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation	56

Table des matières

7. Article 7 : Compétences et qualifications en matière de sûreté nucléaire.....	59
7.1 Compétences et qualifications des titulaires d'autorisation	59
7.1.1 Le contrôle de l'autorité de réglementation	59
7.1.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation	60
7.1.2.1 Les mesures prises pour les centrales électronucléaires	60
7.1.2.2 Les mesures prises pour les installations du cycle du combustible.....	60
7.1.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche.....	61
7.2 Compétences et qualifications de l'autorité de réglementation.....	63
8. Article 8 : Information du public	64
8.1 Mesures prises par l'autorité de réglementation	64
8.2 Mesures prises par les titulaires d'autorisation.....	65
8.2.1 Mesures prises par l'exploitant de centrales électronucléaires	65
8.2.2 Les mesures prises par l'exploitant des installations du cycle du combustible.....	66
8.2.3 Mesures prises par les exploitants de réacteurs de recherche	67
8.3 Les autres acteurs de l'information du public	68
8.3.1 Le Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire (HCTISN)	68
8.3.2 Les commissions locales d'information (CLI)	68
8.3.3 Les mesures prises par l'IRSN.....	68
ANNEXE 1 – Liste et localisation des installations nucléaires en France.....	70
ANNEXE 2 – Principaux textes législatifs et réglementaires.....	77
ANNEXE 3 – Bibliographie	80
ANNEXE 4 – Liste des principales abréviations.....	81

Liste des figures

Figure 1 : Carte de France situant les réacteurs nucléaires en fonctionnement ou en construction 70

Liste des tableaux

Tableau 1 : Réacteurs électronucléaires en fonctionnement ou en construction	71
Tableau 2 : Installations du cycle du combustible en fonctionnement.....	73
Tableau 3 : Réacteurs de recherche en fonctionnement ou en construction	75
Tableau 4 : Liste des décisions réglementaires de l'ASN à la date de juillet 2014.....	78
Tableau 5 : Liste des guides de l'ASN en projet	78
Tableau 6 : Liste des principales abréviations	81

A - INTRODUCTION

1. Généralités

1.1 *Objet du rapport*

La Directive 2009/71/Euratom du Conseil du 25 juin 2009 vise à établir un cadre communautaire permettant d'assurer la sûreté nucléaire au sein de la Communauté européenne de l'énergie atomique et à encourager les États membres à garantir un niveau élevé de sûreté nucléaire. Au 22 juillet 2011, la France s'appuyant sur des lois et décrets existants, se conformait à ses obligations au titre de la directive.

L'article 9.1 prévoit que les États membres soumettent à la Commission européenne un premier rapport national sur la mise en œuvre de la présente directive au plus tard le 22 juillet 2014, et par la suite tous les trois ans.

1.2 *Auteurs du rapport*

La préparation de ce rapport national a été confiée à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN). Elle a impliqué, outre l'ASN, les principales administrations françaises concernées (Ministère de l'écologie, du développement durable et de l'énergie (MEDDE) – Mission sûreté nucléaire et radioprotection (MSNR) et Direction Générale de l'énergie et du climat (DGEC) ainsi que la Comité Technique Euratom - CTE). Le rapport intègre également des contributions des exploitants des installations nucléaires présentées au chapitre 2, à savoir Électricité de France (EDF), AREVA, le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA), l'Institut Laue – Langevin (ILL), et ITER Organisation Internationale.

1.3 *Structure du rapport*

Ce rapport est structuré selon les principes directeurs concernant les rapports nationaux élaborés par les membres du Groupement européen des autorités de sûreté nucléaire (ENSREG). La présentation est faite « article par article », chacun d'eux faisant l'objet d'un chapitre distinct au début duquel le texte correspondant de l'article de la directive est rappelé dans un cadre grisé.

C'est un rapport autonome reflétant les points de vue des autorités françaises accompagnés également des positions des exploitants. Ainsi, pour chacun des chapitres où les autorités françaises ne sont pas seules à s'exprimer, une structure en deux parties est adoptée : d'abord, une description de la réglementation par les autorités françaises, et, ensuite une présentation par les exploitants des dispositions prises pour satisfaire à la réglementation.

1.4 *Publication du rapport*

La directive précitée ne prévoit pas d'obligation relative à la communication au public des rapports nationaux. Néanmoins, les autorités françaises, déterminées à améliorer l'information du public et la transparence dans le domaine de la sûreté nucléaire, ont décidé de rendre accessible le rapport national français à toute personne intéressée. C'est ainsi que ce rapport sera disponible, en langue française, sur le site Internet de l'ASN (www.asn.fr).

2. Installations concernées

La loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, dite « loi TSN », du 13 juin 2006 (désormais codifiée dans le code de l'environnement, cf. § 4.1) définit une installation nucléaire de base (INB) comme une installation qui, par sa nature ou en raison de la quantité ou de l'activité des substances radioactives qu'elle contient, est soumise à un régime spécifique de contrôle. Ces installations doivent être autorisées par décret pris après enquête publique et avis de l'ASN. Les installations en construction, en fonctionnement, à l'arrêt ou en démantèlement relèvent du régime des INB.

Pour des raisons techniques ou juridiques, le concept d'INB peut recouvrir des réalités physiques différentes : ainsi, sur un centre nucléaire de production d'électricité (CNPE), chaque réacteur peut être considéré comme une INB particulière, ou bien une même INB peut être constituée de deux réacteurs. De même, une usine du cycle du combustible ou un centre du CEA peut être constitué de plusieurs INB. Ces différentes configurations ne changent rien aux conditions de contrôle.

Ce rapport couvre l'ensemble des INB en construction, en fonctionnement ou en cours de démantèlement énumérées à l'Article 3.1 de la directive (voir la liste détaillée en Annexe 1), à savoir :

- les centrales électronucléaires : le parc actuel, exploité par Électricité de France (EDF), comprend 58 réacteurs de la filière à eau sous pression (REP), construits par paliers standardisés successifs, qui ont été couplés au réseau entre 1977 et 1999 et sont tous en service. De plus, la construction d'un réacteur de 3^{ème} génération de type EPR a démarré sur le site de Flamanville depuis 2007 ;
- les installations du cycle du combustible (exploitées par AREVA) : les usines d'enrichissement et de fabrication de combustible nucléaire, ainsi que les installations de traitement ;
- les réacteurs de recherche : il y a en France 7 réacteurs de recherche en fonctionnement (mis en service entre les années 1960 et 1980) ou en construction. Parmi ceux-ci, 6 sont exploités par le CEA. Le réacteur à haut flux (RHF) est, quant à lui, exploité par l'Institut Laue-Langevin (ILL). Le CEA, EDF et AREVA avec des partenaires européens ont débuté la construction du réacteur Jules Horowitz (RJH) en 2006, dont le CEA est l'exploitant. Ce nouveau réacteur d'irradiation, de type piscine, contribuera à couvrir les besoins en matière de recherche et développement jusqu'en 2050 environ. A ces réacteurs s'ajoute le projet ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) qui a pour objet la réalisation d'expériences de réaction de fusion nucléaire dans des plasmas de tritium et deutérium, maintenus de façon magnétique, notamment en vue de tester des concepts et des équipements pour de futurs réacteurs électrogènes mettant en œuvre cette réaction ;
- les installations d'entreposage de combustible usé, ainsi que les installations d'entreposage de déchets radioactifs qui sont sur le même site et qui sont directement liées aux installations nucléaires énumérées précédemment ;
- enfin, les installations nucléaires, entrant dans le champ de la présente directive, en cours de démantèlement ou en préparation de mise à l'arrêt définitif.

3. Politique nationale et organisation en matière de sûreté nucléaire

La sûreté nucléaire est une priorité absolue pour les autorités françaises, dont les principes suivants sont primordiaux : principe de responsabilité première de l'exploitant, principe d'amélioration continue de la sûreté, principe d'indépendance de l'autorité de réglementation, principe de transparence et d'information du public.

Cette politique nationale s'appuie sur la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire, dite « loi TSN », aujourd'hui codifiée au code de l'environnement, ainsi que ses textes d'application, qui fixent le cadre national pour la sûreté nucléaire.

Ainsi, le Gouvernement fixe, par décret ou par arrêté, la réglementation générale s'appliquant aux activités nucléaires. Il prend les décisions individuelles majeures, en nombre limité, concernant les installations nucléaires, notamment les autorisations de création et de démantèlement. Ces actes sont pris sur avis de l'ASN, rendus publics en même temps que les actes auxquels ils se réfèrent.

Au niveau ministériel, la MSNR, service placé sous l'autorité du ministre de l'écologie et du développement durable, et du ministre de la santé, traite pour leur compte les dossiers relevant de la compétence du Gouvernement dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, à l'exclusion des activités et installations intéressant la défense, et de la protection des travailleurs contre les rayonnements ionisants. Ces missions sont définies à l'article 8.1.3 de l'arrêté du 9 juillet 2008. Ainsi, la MSNR :

- pilote et suit les dossiers relevant de la compétence des ministres de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (pilotage des procédures INB, préparation de la réglementation en liaison avec l'ASN...);
- participe à l'élaboration de l'organisation nationale de crise (accidents sur une installation nucléaire ou sur un transport de matières radioactives, situations d'urgences radiologiques, actes de terrorisme,...) en liaison avec les services du ministère en charge de la sécurité civile ;
- contribue à la préparation des positions françaises en vue des discussions internationales et communautaires ;
- coordonne l'action des DREAL vis-à-vis des mines d'uranium et des ICPE comportant des substances radioactives ;
- pilote et suit la gestion des sites et sols pollués par des pollutions radioactives hors INB (en relation avec le bureau du sol et du sous-sol) ;
- propose les priorités d'intervention de l'État en matière de réhabilitation des sites pollués orphelins radioactifs (CNAR) en liaison avec l'ANDRA et la DGEC ;
- assure le secrétariat du Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire (HCTISN).

L'ASN, est pour sa part chargée de contrôler, au nom de l'État, la sûreté nucléaire et la radioprotection pour protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement des risques liés aux activités nucléaires civiles. Cette autorité administrative indépendante a été créée par la loi TSN du 13 juin 2006. Elle est l'héritière de la direction générale de la sûreté nucléaire et de la radioprotection (DGSNR) et ses divisions régionales, placées sous la tutelle des ministères en charge de l'industrie, de l'environnement et de la santé. Parmi ses missions, l'ASN peut préciser les règlements par des décisions à caractère technique et prendre les décisions individuelles relatives aux INB qui n'entrent pas dans le champ de compétence du Gouvernement. Certaines de ces décisions doivent être homologuées par les ministres chargés de la sûreté nucléaire (MEDDE). Elle prend les mesures de police et de sanctions administratives à l'encontre des exploitants d'INB et prend toute mesure d'urgence. Elle rend compte de son activité, de ses missions, de l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France à travers son rapport annuel, qui est transmis au Parlement, au Gouvernement et au Président de la République.

Pour la réalisation de ses missions, l'ASN s'appuie en tant que de besoin sur l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), établissement public de l'Etat, qui exerce des missions d'expertise et de recherche notamment dans le domaine de la sûreté nucléaire.

B - DISPOSITIONS PRISES ARTICLE PAR ARTICLE

4. Article 4 : Cadre législatif, réglementaire et organisationnel

1. Les États membres établissent et maintiennent un cadre national législatif, réglementaire et organisationnel (ci-après dénommé «le cadre national») pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires qui attribue les responsabilités et prévoit la coordination entre les organismes nationaux compétents. Le cadre national établit les responsabilités pour:

a) l'adoption des prescriptions nationales en matière de sûreté nucléaire. Il appartient aux États membres de décider de la manière dont ces prescriptions sont adoptées et de l'instrument qui est utilisé pour les appliquer;

b) la mise en place d'un système d'octroi d'autorisations et d'interdiction d'exploitation des installations nucléaires sans autorisation;

c) la mise en place d'un système de contrôle de la sûreté nucléaire;

d) les mesures de police, y compris la suspension de l'exploitation et la modification ou la révocation d'une autorisation.

2. Les États membres veillent à ce que le cadre national soit maintenu et amélioré, le cas échéant, en tenant compte de l'expérience acquise dans le cadre de l'exploitation, des enseignements tirés des analyses de sûreté effectuées pour des installations nucléaires en exploitation, de l'évolution de la technologie et des résultats de la recherche en matière de sûreté, si ceux-ci sont disponibles et pertinents.

4.1 Le cadre législatif et réglementaire

Au niveau national, la France a établi et maintient en vigueur un cadre législatif et réglementaire relatif à la sûreté nucléaire des INB.

Le régime juridique des INB a été rénové en profondeur par la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 (dite loi « TSN ») et ses décrets d'application, notamment les décrets n°2007-830 du 11 mai 2007 (décret « nomenclature INB ») et n°2007-1557 du 2 novembre 2007 (décret « procédures INB »), mais également, sur le plan technique, par l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux INB. Depuis 2012, les dispositions des deux principales lois qui concernent spécifiquement les INB – la loi TSN, la loi de programme n° 2006-739 du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (dite loi « déchets ») sont codifiées dans le code de l'environnement.

Les dispositions du code de l'environnement fondent ainsi aujourd'hui le régime d'autorisation et de contrôle qui s'applique à toutes les INB.

Les dispositions du code de l'environnement - qui codifient la loi TSN - ses décrets d'application, ainsi que l'arrêté du 7 février 2012, permettent à la France de respecter ses obligations au titre de la Directive 2009/71/Euratom du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires.

Le cadre législatif et réglementaire prévoit un partage des rôles entre le Gouvernement et l'ASN ainsi que la bonne coordination entre ces instances.

Dans le cadre de son action internationale, la France a signé la Convention sur la sûreté nucléaire le 20 septembre 1994, jour où cette Convention a été ouverte à la signature durant la Conférence générale de l'AIEA, et l'a approuvée le 13 septembre 1995. La Convention sur la sûreté nucléaire est entrée en vigueur le 24 octobre 1996. Le 22 février 2000, la France a approuvé la Convention commune sur la

sûreté de la gestion du combustible usé et la sûreté de la gestion des déchets radioactifs, qui est entrée en vigueur le 18 juin 2001.

4.1.1 Les responsabilités de chaque partie prenante

Le Gouvernement est compétent pour établir la réglementation (décrets et arrêtés). Il est tenu de recueillir l'avis de l'ASN, qui est rendu public, sur ces projets. De plus, la loi donne compétence à l'ASN pour compléter les modalités d'application des décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection par des décisions réglementaires à caractère technique qui sont soumises à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire.

Ainsi, plusieurs décrets d'application et un arrêté ont été pris par le Gouvernement. L'ASN a, quant à elle, défini un programme de décisions à caractère réglementaire qui ont vocation à préciser le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 ou l'arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux INB. A la date de juillet 2014, 6 décisions réglementaires de l'ASN ont été adoptées.

4.1.2 Les procédures d'autorisation

La législation et la réglementation françaises interdisent l'exploitation d'une INB sans autorisation. Les INB sont actuellement réglementées par le titre IX du livre V du code de l'environnement. Ce titre prévoit une procédure d'autorisation de création suivie d'une série d'autorisations délivrées lors des principales étapes marquant la vie des INB : création, mise en service, modification éventuelle de l'installation, mise à l'arrêt définitif et démantèlement, déclassement.

Un exploitant qui fait fonctionner une INB soit sans les autorisations requises soit en contrevenant à ces autorisations peut faire l'objet de mesures coercitives et de sanctions administratives prévues par le code de l'environnement.

Les procédures sont précisées par le décret « procédures INB ».

4.1.2.1 Les autorisations de création

La demande d'autorisation de création d'une INB est déposée par l'industriel qui prévoit d'exploiter l'installation, qui acquiert ainsi la qualité d'exploitant, auprès des ministres chargés de la sûreté nucléaire. La demande est accompagnée d'un dossier composé de plusieurs pièces, parmi lesquelles figurent le plan détaillé de l'installation, l'étude d'impact, le rapport préliminaire de sûreté, l'étude de maîtrise des risques et le plan de démantèlement.

Le pilotage de la procédure d'autorisation est conduit par les services compétents placés sous l'autorité des ministres chargés de la sûreté nucléaire (MSNR). Ceux-ci peuvent confier à l'ASN l'instruction technique du dossier de demande et soumettent l'étude d'impact à l'avis de l'Autorité environnementale constituée au sein du Conseil général de l'environnement et du développement durable du MEDDE.

L'enquête publique :

Outre l'éventuelle organisation d'un débat public, les autorisations de création sont délivrées après enquête publique.

L'objet de cette enquête est d'informer le public et de recueillir ses appréciations, suggestions et contre-propositions, afin de permettre aux ministres chargés de la sûreté nucléaire de disposer de tous les éléments nécessaires à leur propre information avant toute prise de décision.

Le préfet ouvre l'enquête publique au moins dans chacune des communes dont une partie du territoire est distante de moins de cinq kilomètres du périmètre de l'installation. La durée de cette enquête est d'au moins un mois et d'au plus deux mois. Le dossier soumis par l'exploitant en appui de sa demande d'autorisation y est mis à disposition. L'avis rendu par l'Autorité environnementale est joint au dossier.

Par ailleurs, le rapport préliminaire de sûreté peut être consulté, selon certaines modalités, pendant la durée de l'enquête publique.

Depuis le 1^{er} juin 2012, les principaux documents constituant le dossier d'enquête sont mis à la disposition du public par voie électronique par le préfet. Cette démarche vise notamment à faciliter la prise de connaissance des projets par le public, en particulier par les personnes ne résidant pas sur les lieux où est organisée l'enquête. Le recours à ce mode de mise à disposition des informations ainsi que la possibilité offerte d'adresser des observations par voie électronique ont pour objectif de faciliter et d'améliorer l'expression du public.

La consultation de la Commission locale d'information (CLI) :

La création d'une Commission Locale d'Information (CLI – cf. §8.3.2) peut intervenir dès le dépôt de la demande d'autorisation de création d'une INB. En tout état de cause, elle doit être effective après l'autorisation.

Les textes portant sur des demandes individuelles pour les INB (décret d'autorisation de création ou de mise à l'arrêt définitif et démantèlement, par exemple) font l'objet d'une procédure d'audition de l'exploitant et de la CLI par l'ASN, comme cela a été acté par une décision de l'ASN du 13 avril 2010.

La consultation de la Commission européenne :

Les autorités françaises transmettent à la Commission européenne au titre de l'article 37 du traité Euratom les données générales des projets de rejet d'effluents radioactifs. La Commission émet un avis sur la base du dossier transmis. Cet avis accompagne le dossier de demande d'autorisation de création d'une installation dû au titre du décret « procédures INB ».

L'instruction technique de la demande :

Pour mener l'instruction technique du dossier, et notamment du rapport préliminaire de sûreté qui accompagne la demande d'autorisation de création, l'ASN s'appuie sur l'expertise de l'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), cf. § 5.3.

Au vu de l'instruction technique et des résultats des consultations, la MSNR élabore un projet de décret autorisant la création de l'installation.

Le décret d'autorisation de création (DAC) :

Les ministres chargés de la sûreté nucléaire adressent à l'exploitant un avant-projet de décret relatif à l'autorisation de création. L'exploitant dispose d'un délai de deux mois pour présenter ses observations. Les ministres recueillent également l'avis de l'ASN.

L'autorisation de création d'une INB est délivrée par un décret du Premier ministre pris sur le rapport des ministres chargés de la sûreté nucléaire.

Le décret d'autorisation de création (DAC) fixe le périmètre et les caractéristiques de l'installation. Il fixe également la durée de l'autorisation, s'il y en a une, et le délai de mise en service de l'installation. Il impose, en outre, les éléments essentiels que requièrent la protection de la sécurité, de la santé et de la salubrité publiques, ainsi que la protection de la nature et de l'environnement.

Les prescriptions définies par l'ASN pour l'application du DAC :

Pour l'application du DAC, l'ASN définit les prescriptions relatives à la conception, à la construction et à l'exploitation de l'INB qu'elle estime nécessaires pour la sûreté nucléaire.

L'ASN définit les prescriptions relatives aux prélèvements d'eau de l'INB et aux rejets issus de l'INB. Les prescriptions spécifiques fixant les limites des rejets de l'INB dans l'environnement sont soumises à l'homologation des ministres chargés de la sûreté nucléaire.

4.1.2.2 Les autres installations situées dans le périmètre d'une INB

À l'intérieur du périmètre d'une INB, sont implantés :

- l'INB ;
- les équipements et installations nécessaires à l'exploitation de l'INB ; techniquement, ces équipements peuvent, selon leur nature, être assimilables notamment à des installations classées pour la protection de l'environnement (ICPE) ;
- les équipements et installations classés qui n'ont pas de lien nécessaire avec l'INB.

La loi TSN du 13 juin 2006, codifiée au code de l'environnement dispose que les équipements nécessaires au fonctionnement de l'INB sont intégralement soumis au régime des INB prévu par le décret « procédures INB ». Les autres équipements situés dans le périmètre de l'INB, relevant par leur nature d'un régime administratif (eau ou ICPE), restent soumis à ce régime. C'est néanmoins l'ASN qui a alors la compétence pour prendre les mesures individuelles les concernant et en assurer le contrôle.

4.1.2.3 Les autorisations de mise en service

La loi TSN dispose que l'autorisation de mise en service d'une INB est délivrée par l'ASN.

La mise en service correspond à la première mise en œuvre de matières radioactives dans l'installation. En application du décret « procédures INB », 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, prise après instruction d'un dossier technique dont le contenu et le délai de transmission sont précisés dans le décret « procédures INB ».

4.1.2.4 La modification d'une INB

La loi TSN dispose que toute modification notable de l'installation fait l'objet d'une procédure similaire à celle d'une demande d'autorisation de création.

Une modification est considérée comme « notable » dans les cas mentionnés par le décret « procédures INB » à savoir :

- un changement de la nature de l'installation ou un accroissement de sa capacité maximale ;
- une modification des éléments essentiels pour la protection des intérêts mentionnés au 1^{er} alinéa de l'article L. 593-1 du code de l'environnement, qui figurent dans le décret d'autorisation ;
- un ajout, dans le périmètre de l'installation, d'une nouvelle INB dont le fonctionnement est lié à celui de l'installation en cause.

Par ailleurs, le décret « procédures INB » prévoit que, lorsqu'un exploitant d'INB envisage des modifications de ses dispositions d'exploitation ou des modifications de son installation qui ne seraient pas considérées comme notables, selon les critères précités, il doit les déclarer préalablement à l'ASN. Il ne peut les mettre en œuvre avant un délai d'au moins six mois, renouvelable, sauf à ce que l'ASN formule un accord exprès. Si elle l'estime nécessaire, l'ASN peut édicter des prescriptions visant à ce que les modifications envisagées soient revues ou qu'elles soient accompagnées de dispositions complémentaires pour garantir la protection des intérêts mentionnés au 1^{er} alinéa de l'article L. 593-1 du code de l'environnement.

4.1.2.5 Les autorisations de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement

La loi TSN prévoit que la mise à l'arrêt définitif et le démantèlement d'une INB doivent être autorisés par décret. Dans ce cas, l'exploitant adresse aux ministres chargés de la sûreté nucléaire un dossier qui comporte notamment la mise à jour du plan de démantèlement, une étude d'impact, une version préliminaire du rapport de sûreté et une étude de maîtrise des risques portant sur les opérations de

mise à l'arrêt définitif et de démantèlement de l'installation, ainsi que les règles générales de surveillance et d'entretien à observer.

La procédure d'instruction est identique à celle suivie à l'occasion de la demande d'autorisation de création de l'INB (cf. § 4.1.2.1). Le pilotage de la procédure d'autorisation est conduit par les services compétents placés sous l'autorité des ministres chargés de la sûreté nucléaire (MSNR). Ceux-ci peuvent confier à l'ASN l'instruction technique du dossier de demande et soumettent l'étude d'impact à l'avis de l'Autorité environnementale constituée au sein du Conseil général de l'environnement et du développement durable au Ministère de l'Ecologie, du Développement durable et de l'Energie. Une enquête publique est organisée par le préfet et l'avis de la CLI est recueilli. Au vu de l'instruction technique et des résultats des consultations, la MSNR élabore un projet de décret autorisant la mise à l'arrêt définitif et le démantèlement de l'installation.

Les ministres chargés de la sûreté nucléaire adressent à l'exploitant un avant-projet de décret relatif à l'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement. L'exploitant dispose d'un délai de deux mois pour présenter ses observations. Les ministres recueillent également l'avis de l'ASN.

L'autorisation de mise à l'arrêt définitif et de démantèlement d'une INB est délivrée par un décret du Premier ministre pris sur le rapport des ministres chargés de la sûreté nucléaire.

4.1.3 Le contrôle des activités nucléaires

L'article L. 592-21 du code de l'environnement dispose que l'ASN assure le contrôle du respect des règles générales et des prescriptions particulières en matière de sûreté et de radioprotection auxquelles sont soumis les exploitants d'INB et les responsables d'activités nucléaires. Dans le cas des INB, le contrôle par l'ASN de la sûreté nucléaire et de la radioprotection s'étend à la protection de l'environnement et, dans les centrales nucléaires de production d'électricité (CNPE), à l'inspection du travail.

De plus, afin que les exploitants d'INB n'aient à traiter qu'avec un seul interlocuteur, l'article 50 de la loi n° 2009-526 du 12 mai 2009 relative à la simplification et la clarification du droit et d'allègement des procédures confie à l'ASN le contrôle de l'application de la réglementation pour l'ensemble des équipements sous pression d'un établissement comportant une INB.

Le contrôle des activités nucléaires par l'ASN constitue une de ses missions fondamentales (dont les pratiques sont présentées au cf. § 5.3.3). Ce contrôle consiste ainsi à vérifier que tout responsable d'une activité nucléaire assume pleinement sa responsabilité et respecte les exigences de la réglementation relatives à la sûreté nucléaire et à la radioprotection. Historiquement orienté sur la vérification de la conformité technique des installations et des activités à la réglementation ou à des normes, le contrôle englobe aujourd'hui une dimension élargie aux facteurs organisationnels et humains.

Le contrôle contribue à l'évaluation de la performance, dans les domaines de la sûreté nucléaire et de la radioprotection, d'une personne responsable d'une activité nucléaire et permet d'estimer les enjeux associés à une activité nucléaire. L'exploitant a la charge de fournir à l'ASN l'information nécessaire au contrôle que celle-ci assure. Cette information doit permettre d'analyser les démonstrations techniques présentées par l'exploitant et de cibler les inspections. Elle doit, par ailleurs, permettre de connaître et de suivre les événements importants qui marquent l'exploitation d'une INB.

L'ASN bénéficie, en tant que de besoin, de l'appui de l'IRSN (cf. § 5.3).

4.1.4 Les mesures coercitives

Quand les actions de contrôle menées par l'ASN font apparaître des manquements aux exigences de sûreté, des mesures coercitives peuvent être prises à l'encontre des exploitants d'INB, éventuellement

après mise en demeure demeurée infructueuse (cf. § 5.3.4). Celles-ci peuvent notamment consister à interdire le redémarrage ou à suspendre le fonctionnement d'une installation nucléaire jusqu'à ce que des mesures correctives soient prises.

Le code de l'environnement a prévu, en cas de constatation d'infraction, des mesures coercitives et des sanctions administratives graduées prononcées après mise en demeure demeurée infructueuse et définies aux articles L. 596-14 à L. 596-22 :

- la consignation entre les mains d'un comptable public d'une somme équivalente au montant des travaux à réaliser ;
- l'exécution d'office de travaux aux frais de l'exploitant, les sommes éventuellement consignées préalablement pouvant être utilisées pour payer ces travaux ;
- la suspension du fonctionnement de l'installation ou du déroulement de l'opération jusqu'à ce que l'exploitant se soit mis en conformité.

L'exploitant peut être amené à présenter au collège de l'ASN ses observations sur ces mesures.

La loi prévoit également des mesures prises à titre conservatoire pour la sauvegarde de la sécurité, de la santé et de la salubrité publique ou de la protection de l'environnement. Ainsi, l'ASN peut :

- en cas de risques graves et imminents, suspendre le fonctionnement d'une INB à titre provisoire ; elle en informe sans délai le ministre chargé de la sûreté nucléaire ;
- prescrire à tout moment les évaluations et la mise en œuvre des dispositions nécessaires en cas de menace pour les intérêts cités ci-dessus.

Le code de la santé publique prévoit également des mesures coercitives et des sanctions administratives en cas de constatation d'infractions aux dispositions relatives à la radioprotection.

Le pouvoir de décision, en matière administrative, appartient à l'ASN et peut conduire à :

- des retraits temporaires ou définitifs d'autorisations après une mise en demeure ;
- la suspension d'une activité autorisée ou déclarée à titre conservatoire, en cas d'urgence tenant à la sécurité des personnes ;
- des retraits ou des suspensions des agréments qu'elle a délivrés.

Les mises en demeure associées à un retrait d'autorisation (fondées sur l'article L.1333-5 du code de la santé publique) portent sur l'application de l'ensemble des dispositions du chapitre « rayonnements ionisants » de la partie législative du code de la santé publique (articles L.1333-1 à L.1333-20 du CSP), des dispositions réglementaires et des prescriptions de l'autorisation. Le retrait temporaire ou définitif de l'autorisation par l'ASN est ordonné par décision motivée, dans un délai d'un mois suivant la notification de la mise en demeure.

4.2 Le maintien et l'amélioration du cadre législatif et réglementaire

Le cadre législatif a été très profondément rénové en 2006 avec la loi TSN. L'élaboration de la réglementation applicable aux INB est largement engagée avec le décret « procédures INB » de 2007.

L'arrêté INB du 7 février 2012 constitue un élément fondamental dans le cadre de la rénovation du cadre réglementaire. Il sera précisé par une quinzaine de décisions réglementaires, dont 6 ont été adoptées. La nouvelle réglementation est homogène avec celle des autres Etats membres puisqu'elle intègre les « niveaux de référence » de l'association des Autorités de sûreté européennes WENRA. Cette réglementation prend en compte le retour d'expérience acquis dans le cadre de l'exploitation des installations.

Sur divers sujets techniques, concernant l'ensemble des INB, des règles fondamentales de sûreté (RFS) ont été élaborées en intégrant le retour d'expérience au niveau national et international. Il ne s'agit pas de textes réglementaires proprement dits. Ce sont des recommandations qui précisent des objectifs de sûreté et décrivent des pratiques que l'ASN juge satisfaisantes pour respecter ceux-ci.

L'ASN s'assure que les exploitants puissent démontrer que les moyens qu'ils proposent de mettre en œuvre permettent d'atteindre les objectifs de sûreté fixés par les RFS. Dans le cadre de la restructuration actuelle de la réglementation technique générale, les RFS sont modifiées ou complétées sous forme de guides de l'ASN. Il existe actuellement une quarantaine de RFS et autres règles techniques émanant de l'ASN qui peuvent être consultées sur son site internet.

5. Article 5 : Autorité de réglementation compétente

1. Les États membres instituent et maintiennent une autorité de réglementation compétente dans le domaine de la sûreté nucléaire des installations nucléaires.

2. Les États membres s'assurent que l'autorité de réglementation compétente est séparée sur le plan fonctionnel de tout autre organisme ou organisation s'occupant de la promotion ou de l'utilisation de l'énergie nucléaire, y compris la production d'électricité, afin de garantir son indépendance effective de toute influence indue dans sa prise de décision réglementaire.

3. Les États membres s'assurent que l'autorité de réglementation compétente possède les compétences juridiques, ainsi que les ressources humaines et financières nécessaires pour remplir ses obligations en lien avec le cadre national décrit à l'article 4, paragraphe 1, la priorité requise étant accordée à la sûreté. Il s'agit notamment des compétences et des ressources nécessaires pour:

a) exiger du titulaire de l'autorisation qu'il respecte les exigences nationales en matière de sûreté nucléaire et les dispositions de l'autorisation concernée;

b) exiger des éléments apportant la preuve de ce respect, y compris des prescriptions prévues à l'article 6, paragraphes 2 à 5;

c) vérifier ce respect par le biais d'évaluations et d'inspections prévues dans la réglementation; et

d) mettre en œuvre des mesures de police, y compris la suspension de l'exploitation d'une installation nucléaire conformément aux conditions définies par le cadre national réglementaire visé à l'article 4, paragraphe 1.

5.1 Le fondement juridique de l'autorité de réglementation

La loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 (loi TSN codifiée dans le code de l'environnement) a créé l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), autorité administrative indépendante, chargée, de contrôler, au nom de l'État, la sûreté nucléaire et la radioprotection pour protéger les travailleurs, les patients, le public et l'environnement des risques liés aux activités nucléaires civiles.

La loi permet à l'ASN de prendre des décisions réglementaires à caractère technique pour compléter les modalités d'application des décrets et arrêtés pris en matière de sûreté nucléaire ou de radioprotection (à l'exception de ceux ayant trait à la médecine du travail), qui sont soumises à l'homologation du ministre chargé de la sûreté nucléaire ou de la radioprotection. Elle lui donne également le pouvoir d'imposer des prescriptions à l'exploitant d'une INB tout au long de la vie de l'installation, y compris lors de son démantèlement, par exemple pour demander la correction d'une anomalie ou pour prévenir un risque particulier.

L'ASN est consultée par le Gouvernement sur les textes de réglementation générale dans ses domaines de compétence et sur les décisions individuelles. Elle précise la réglementation par des décisions techniques. Les inspecteurs de la sûreté nucléaire et ceux de la radioprotection, que l'ASN désigne, assurent une surveillance et un contrôle des activités nucléaires et des INB. L'inspection du travail dans les centrales nucléaires de production d'électricité est confiée à des inspecteurs de l'ASN placés, pour l'exercice de ces attributions, sous l'autorité du ministre chargé du travail.

L'ASN contribue à l'information des citoyens. Enfin, elle apporte son concours à la gestion des situations d'urgence radiologique.

5.2 L'indépendance de l'autorité de réglementation

L'ASN est dirigée par un collège composé de cinq commissaires nommés par décret en raison de leur compétence dans les domaines de la sûreté nucléaire ou de la radioprotection. Trois des commissaires, dont le président, sont désignés par le Président de la République. Les deux autres commissaires sont désignés respectivement par le Président de l'Assemblée nationale et par le Président du Sénat.

Les commissaires de l'ASN exercent leurs fonctions à plein temps.

Dès leur nomination, les commissaires établissent une déclaration mentionnant les intérêts qu'ils détiennent ou ont détenus au cours des cinq années précédentes dans les domaines relevant de la compétence de l'Autorité. Aucun membre ne peut détenir, au cours de son mandat, d'intérêt de nature à affecter son indépendance ou son impartialité. Pendant la durée de leurs fonctions, les commissaires ne prennent, à titre personnel, aucune position publique sur des sujets relevant de la compétence de l'Autorité.

Le mandat des membres est d'une durée de six ans. Il n'est pas reconductible. Il ne peut être mis fin aux fonctions d'un membre qu'en cas d'empêchement ou de démission constatés par le collège statuant à la majorité des commissaires. Le Président de la République peut également mettre fin aux fonctions d'un membre du collège en cas de manquement grave à ses obligations.

Le collège définit la stratégie de l'ASN. À cet égard, il définit un plan stratégique pluriannuel et élabore des politiques générales, c'est-à-dire des doctrines et principes d'action de l'ASN dans ses missions essentielles que sont la réglementation, le contrôle, la transparence, la gestion des situations d'urgence, les relations internationales, etc.

En application de la loi TSN, le collège rend les avis de l'ASN au Gouvernement et prend les principales décisions de l'ASN. Les membres du collège exercent leurs fonctions en toute impartialité sans recevoir d'instruction du Gouvernement ni d'aucune autre personne ou institution.

Elle rend compte régulièrement de son activité, notamment en remettant son rapport annuel d'activité au Parlement, au Gouvernement et au Président de la République. Au Parlement, c'est devant l'Office Parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques (OPECST) que l'ASN présente chaque année son rapport sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France.

Créé en juillet 1983, l'OPECST est chargé d'informer le Parlement des conséquences des choix de caractère scientifique ou technologique afin, notamment, d'éclairer ses décisions. L'Office parlementaire est assisté d'un Conseil scientifique composé de membres reflétant la diversité des disciplines scientifiques et techniques. Les membres de l'OPECST ont pour mission d'étudier l'organisation de la sûreté et de la radioprotection, dans l'administration et chez l'exploitant, de comparer leurs caractéristiques à celles des autres pays et de vérifier que les autorités ont les moyens d'exercer leur mission. Les rapports de l'Office sont réalisés en amont du vote d'une loi pour préparer la décision législative ou en aval pour le suivi de l'application du texte voté. Les membres de l'OPECST ont aussi joué un rôle important dans l'élaboration de la loi TSN.

5.3 Les ressources de l'autorité de réglementation et son action

Les ressources humaines

L'effectif global de l'ASN s'élève au 31 décembre 2013 à 478 personnes, dont 257 dans les services centraux, 218 dans les divisions territoriales et 3 à l'étranger.

Au 31 décembre 2013, l'âge moyen des agents de l'ASN était de 43 ans et 2 mois. Cette pyramide des âges équilibrée et la diversification des profils recrutés, donc d'expériences, permettent à l'ASN de disposer des ressources humaines qualifiées et complémentaires nécessaires à sa mission.

Par ailleurs, la formation, les modalités d'intégration des plus jeunes et la transmission des savoirs contribuent à obtenir l'expertise et la compétence nécessaires aux missions de l'Autorité.

Les moyens financiers

Depuis 2000, l'ensemble des moyens en personnel et en fonctionnement concourant à l'exercice des missions confiées à l'ASN provient du budget général de l'État voté par le Parlement. Pour 2013, le budget en coût complet de l'ASN est de 79 millions d'euros.

Par ailleurs, comme le prévoit la loi TSN, l'ASN s'appuie, pour prendre certaines décisions, sur l'IRSN qui lui apporte une expertise technique, étayée le cas échéant par des recherches. Le montant correspondant s'élève à 84 millions d'euros en 2013.

Les appuis techniques de l'autorité de réglementation

L'ASN bénéficie de l'expertise d'appuis techniques pour préparer ses décisions. L'Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN, www.irsn.fr) est le principal d'entre eux.

L'IRSN est un établissement public de l'Etat à caractère industriel et commercial qui exerce des missions d'expertise et de recherche notamment dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection. L'Institut conduit et met en œuvre des programmes de recherche afin d'asseoir la capacité nationale d'expertise publique sur les connaissances scientifiques les plus avancées à l'échelle internationale et de contribuer au développement des connaissances scientifiques en matière de risques nucléaires et radiologiques. Il est chargé d'une mission d'appui technique aux autorités publiques compétentes en sûreté, radioprotection et sécurité. Il assure enfin certaines missions d'intérêt public au-delà du domaine de la recherche, notamment en matière de surveillance de l'environnement et des personnes exposées aux rayonnements ionisants. Une convention quinquennale conclue entre l'ASN et l'IRSN fixe les modalités d'intervention de cet appui technique. Elle est déclinée chaque année dans un protocole qui permet d'affiner les priorités en fonction des enjeux en termes de sûreté nucléaire et de radioprotection.

Pour préparer ses décisions sur les sujets les plus importants, l'ASN s'appuie également sur les avis et les recommandations de groupes permanents d'experts (GPE). Sept groupes permanents d'experts ont été constitués auprès du directeur général de l'ASN. Les GPE sont consultés par l'ASN sur la sûreté nucléaire et la radioprotection des installations et des activités relevant de leur domaine de compétence, à savoir les réacteurs nucléaires, les laboratoires et usines mettant en œuvre des matières radioactives, la radioprotection en milieu médical, la radioprotection en milieux autres que médical, les déchets, le transport et les équipements sous pression nucléaires.

Les GPE sont composés d'experts nommés en raison de leur compétence, issus de milieux universitaires et associatifs mais aussi des exploitants concernés par les sujets traités. La participation d'experts étrangers permet de diversifier les modes d'approche des problèmes et de mieux bénéficier de l'expérience acquise au plan international.

Pour chacun des sujets traités, les GPE étudient les rapports établis par l'IRSN ou un autre expert mandaté. Ils émettent un avis assorti de recommandations.

Le contrôle par l'autorité de réglementation

Le contrôle de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France s'exerce à plusieurs niveaux :

- avant l'exercice par l'exploitant d'une activité soumise à autorisation, par un examen et une analyse des dossiers, documents et informations fournis par l'exploitant pour justifier son action. Ce contrôle vise à s'assurer du caractère pertinent et suffisant des informations fournies.
- en cours d'exploitation, par des visites, par des inspections sur tout ou partie de l'installation, par des vérifications documentaires et sur le terrain lors des interventions présentant des enjeux importants comme les arrêts programmés des réacteurs nucléaires et par l'analyse des

événements significatifs. Ce contrôle s'exerce par échantillonnage et par l'analyse des justifications apportées par l'exploitant quant à la réalisation de ses activités.

L'ASN s'attache à faire respecter le principe de la responsabilité première de l'exploitant en matière de sûreté et de radioprotection. Elle intègre l'idée de proportionnalité pour guider son action afin d'adapter le champ et la profondeur de son contrôle aux enjeux en termes de sûreté nucléaire et de sécurité sanitaire et environnementale.

L'inspection constitue le moyen privilégié de contrôle à la disposition de l'ASN. Sans avoir un caractère systématique et exhaustif, elle permet de détecter les anomalies ponctuelles, ainsi que les dérives éventuelles, révélatrices d'une dégradation de la sûreté des installations.

5.3.1 Le respect des exigences de sûreté par les exploitants

L'exploitation d'une INB est soumise à autorisation conformément à l'article L. 593-1 du code de l'environnement.

Le dossier de demande d'autorisation contient l'ensemble des éléments justificatifs permettant à l'autorité compétente de prendre la décision de délivrance de l'autorisation ou de la refuser. L'exploitant doit démontrer que les dispositions techniques ou d'organisation qu'il envisage au stade de la conception, de la construction et de l'exploitation, ainsi que les principes qu'il propose pour le démantèlement, sont de nature à prévenir ou limiter de manière suffisante les risques ou inconvénients que l'installation présente pour les intérêts protégés par la loi, que sont la sécurité, la santé et la salubrité publique ou la protection de la nature ou de l'environnement.

L'exploitant doit également communiquer les éléments permettant à l'autorité compétente d'apprécier qu'il dispose des capacités techniques et financières lui permettant de réaliser son projet et d'exploiter son installation dans le respect des intérêts précisés, notamment pour couvrir les dépenses de démantèlement.

Au cours de l'instruction qu'elle mène, l'ASN peut demander tous les éléments complémentaires qu'elle juge nécessaires à la MSNR. Si l'exploitant, à la demande de la MSNR, ne produit pas les éléments exigés, celle-ci peut décider de suspendre l'instruction de la demande.

Pour l'application des différentes autorisations, l'ASN peut prendre des prescriptions, pour la protection des intérêts précités, qui s'imposent à l'exploitant.

D'autre part, tout au long de la vie de l'INB, l'ASN contrôle le respect de la réglementation et des conditions de l'autorisation via les inspections que réalisent régulièrement les inspecteurs de la sûreté nucléaire de l'ASN (cf. § 5.3.3).

5.3.2 L'instruction technique des dossiers fournis par l'exploitant

L'examen des documents justificatifs produits par les exploitants et les réunions techniques organisées avec les exploitants d'INB ou les constructeurs de matériels utilisés dans les installations constituent l'une des formes du contrôle exercé par l'ASN. Les dossiers fournis par l'exploitant ont pour but de démontrer que les objectifs fixés par la réglementation technique générale, ainsi que ceux qu'il s'est fixés, sont respectés. L'ASN est amenée à vérifier le caractère suffisamment complet du dossier et la qualité de la démonstration.

Au stade de la conception et de la construction, l'ASN vérifie les rapports de sûreté qui décrivent et justifient les principes de conception, les calculs de dimensionnement des équipements, leurs règles d'utilisation et d'essais, l'organisation de la qualité mise en place par le maître d'œuvre et ses fournisseurs.

Une fois l'INB entrée en service, toutes les modifications importantes pour la sûreté apportées par l'exploitant sont déclarées à l'ASN. En plus de ces rendez-vous rendus nécessaires par des évolutions

des installations ou de leur mode d'exploitation, l'ASN fait procéder régulièrement par les exploitants à des réexamens de sûreté (cf. § 6.2.1.3.2). L'instruction des dossiers issus de ces réexamens peut conduire l'ASN à accepter ou non les propositions de l'exploitant, à exiger des compléments d'information, des études voire la réalisation de travaux de mise en conformité. L'ASN formule ses exigences sous la forme d'autorisation ou de décision.

Chaque fois qu'elle le juge nécessaire, l'ASN recueille l'avis d'appuis techniques, dont le principal est l'IRSN. L'évaluation de sûreté implique la collaboration de nombreux spécialistes ainsi qu'une coordination efficace afin de dégager les points essentiels relatifs à la sûreté. L'évaluation de l'IRSN s'appuie sur des études et des programmes de recherche et développement consacrés à la prévention des risques et à l'amélioration des connaissances sur les accidents. Elle est également fondée sur des échanges techniques approfondis avec les équipes des exploitants qui conçoivent et exploitent les installations.

Pour les affaires les plus importantes, l'ASN demande l'avis du groupe permanent d'experts compétent; pour les autres affaires, les analyses de sûreté font l'objet d'avis transmis directement à l'ASN par l'IRSN.

5.3.3 L'inspection

5.3.3.1 Les objectifs et les principes

Afin de prendre en compte les enjeux sanitaires et environnementaux et les performances des exploitants en termes de sûreté nucléaire et de radioprotection, l'ASN identifie les activités et les thématiques qui présentent des enjeux forts, sur lesquelles elle concentre ses inspections.

Pour apprécier ces enjeux, l'ASN s'appuie sur les connaissances scientifiques et techniques du moment, sur les informations issues des contrôles externes, sur l'instruction des dossiers présentés par les exploitants et sur les résultats des actions de contrôle qu'elle a menées. L'ASN peut, à tout moment, réviser son appréciation des enjeux au vu de l'évolution de ces éléments et des événements significatifs survenus en France ou dans le monde.

Le respect du référentiel de sûreté par les exploitants nucléaires fait l'objet d'une surveillance par sondage sous la forme d'inspections afin de vérifier concrètement la mise en œuvre des dispositions relatives à la sûreté, à la radioprotection et aux domaines connexes contrôlés par l'ASN.

Lors des inspections, des constats factuels sont établis et portés à la connaissance de l'exploitant, ces constats peuvent concerner :

- des anomalies dans l'installation ou des points nécessitant aux yeux des inspecteurs des justifications complémentaires ;
- des écarts entre la situation observée lors de l'inspection et les textes réglementaires ou les documents établis par l'exploitant en application de la réglementation.

5.3.3.2 Les pratiques de l'inspection

L'ASN établit annuellement un programme prévisionnel d'inspections. Ce programme n'est pas connu des exploitants d'installations nucléaires. Il définit des priorités, destinées à avoir une action de contrôle renforcé sur les thèmes ou les activités présentant les enjeux les plus forts. Il permet également une répartition adéquate des moyens de l'ASN proportionnée aux enjeux des différentes installations.

Les inspections sont soit annoncées à l'exploitant quelques semaines avant la visite, soit inopinées (environ 25 % des inspections). Elles se déroulent principalement sur les sites d'activités nucléaires. Elles peuvent également concerner les bureaux des services centraux (ou services d'études) des grands exploitants nucléaires, les ateliers ou bureaux d'études des sous-traitants, les chantiers de

construction, les usines ou les ateliers de fabrication des différents composants importants pour la sûreté.

Les inspections sont généralement réalisées par deux inspecteurs, l'un d'eux assurant plus particulièrement le pilotage, et peuvent bénéficier de l'appui d'un représentant de l'IRSN spécialiste de l'installation visitée ou du thème technique de l'inspection. L'ASN pratique différents types d'inspections:

- les inspections courantes ;
- les inspections de revue qui se déroulent sur plusieurs jours en mobilisant toute une équipe d'inspecteurs et ont pour objet de procéder à des examens approfondis ;
- les inspections avec prélèvements et mesures qui permettent d'assurer sur les rejets un contrôle par sondage indépendant de celui de l'exploitant ;
- les inspections menées à la suite d'un événement significatif ;
- les inspections de chantier à l'occasion des arrêts des réacteurs ou de travaux particuliers, notamment en phase de démantèlement.

Chaque inspection doit faire l'objet, dans les 21 jours, d'une lettre de suite qui est rendue publique sur le site Internet de l'ASN.

5.3.3.3 L'organisation de l'autorité de réglementation pour le contrôle des INB

Pour exercer sa fonction de contrôle sur les INB, l'ASN dispose d'inspecteurs désignés et habilités par le président de l'ASN, selon les modalités définies par le décret n° 2007-831 du 11 mai 2007 dès lors qu'ils ont acquis les compétences juridiques et techniques, par leur expérience professionnelle, le compagnonnage ou les formations. Ils exercent leur activité de contrôle sous l'autorité du directeur général de l'ASN et disposent d'outils pratiques régulièrement mis à jour pour réaliser leurs inspections. Ils prêtent serment et sont astreints au secret professionnel.

Au 31 décembre 2013, le nombre des inspecteurs de la sûreté nucléaire en poste était de 162 dont 91 dans les divisions régionales de l'ASN et 71 dans les services centraux. Ces inspecteurs pilotent la majorité des inspections dans les INB. Des inspecteurs du travail ou de la radioprotection peuvent également intervenir dans ces installations.

En effet, le contrôle de l'application de l'ensemble des dispositions relatives à la réglementation du travail (concernant en particulier la sécurité au travail ou les dispositifs sociaux visant à protéger les personnels) relève des agents en charge de l'inspection du travail. Néanmoins, dans les CNPE, les inspecteurs du travail sont des inspecteurs de l'ASN désignés à cet effet par le président de l'ASN. Ils agissent sous l'autorité du ministre chargé du travail.

Les missions principales de l'inspection du travail sont au nombre de trois – le contrôle, l'information et le conseil – et concernent les conditions de travail et la protection des travailleurs. Elles puisent leur légitimité non seulement dans les normes internationales (notamment convention n° 81 du Bureau international du travail) mais également dans les textes nationaux réglementant les services d'inspection.

Dans les CNPE, les actions de contrôle en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et d'inspection du travail portent très souvent sur des thèmes communs, comme l'organisation des chantiers ou les conditions de recours à la sous-traitance.

Afin de conforter la crédibilité et la qualité de ses actions, l'ASN :

- a défini un système de qualification de ses inspecteurs reposant sur la reconnaissance de leur compétence technique ;
- a adopté certaines pratiques étrangères identifiées au travers d'échanges d'inspecteurs entre Autorités de réglementation ;
- favorise l'ouverture de ses inspecteurs à d'autres pratiques de contrôle.

5.3.4 Les moyens coercitifs à disposition de l'autorité de réglementation

Les infractions constatées sont relevées sur des procès-verbaux dressés par les inspecteurs de la sûreté nucléaire et transmis au procureur de la République qui décide de l'opportunité ou non de poursuites. Le code de l'environnement prévoit des sanctions pénales, détaillées aux articles L. 596-27 à L. 596-30 ; ces sanctions comportent des amendes de 7 500 € à 150 000 € qui peuvent être associées à une peine d'emprisonnement de 1 à 3 ans selon la nature de l'infraction. Pour les personnes morales déclarées responsables pénalement, le montant de l'amende peut atteindre 1 500 000 €.

Le décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière nucléaire, du transport de substances radioactives prévoit également des contraventions de 5^{ème} classe pour les infractions détaillées à son article 56.

En cas de non respect du code du travail

Dans l'exercice de leurs missions dans les CNPE, les inspecteurs du travail de l'ASN disposent de l'ensemble des moyens de contrôle, de décision et de contrainte des inspecteurs de droit commun. L'observation, la mise en demeure, le procès-verbal, le référé (pour faire cesser sans délai les risques) ou encore l'arrêt de chantier constituent une palette de moyens d'incitation et de contraintes pour les inspecteurs du travail de l'ASN.

6. Article 6 : Titulaires d'autorisation

1. Les États membres veillent à ce que la responsabilité première en matière de sûreté nucléaire d'une installation nucléaire incombe au titulaire de l'autorisation. Cette responsabilité ne peut être déléguée.

2. Les États membres veillent à ce que le cadre national en vigueur exige des titulaires d'autorisation, sous le contrôle de l'autorité de réglementation compétente, qu'ils évaluent et vérifient régulièrement, et améliorent de manière continue et dans la mesure où cela est raisonnablement réalisable, la sûreté nucléaire de leurs installations nucléaires de manière systématique et vérifiable.

3. Les évaluations visées au paragraphe 2 comprennent la vérification que des mesures ont été prises pour la prévention des accidents et l'atténuation des conséquences des accidents, y compris la vérification des barrières physiques et des procédures administratives de protection mises en place par le titulaire de l'autorisation dont la défaillance aurait pour conséquence que les travailleurs et la population seraient significativement affectés par des rayonnements ionisants.

4. Les États membres veillent à ce que le cadre national en vigueur exige des titulaires d'autorisation qu'ils établissent et mettent en œuvre des systèmes de gestion qui accordent la priorité requise à la sûreté nucléaire et sont régulièrement contrôlés par l'autorité de réglementation compétente.

5. Les États membres veillent à ce que le cadre national en vigueur exige des titulaires d'autorisation qu'ils disposent et maintiennent des ressources financières et humaines adéquates pour s'acquitter de leurs obligations en ce qui concerne la sûreté nucléaire d'une installation nucléaire, définies aux paragraphes 1 à 4.

6.1 La responsabilité première en matière de sûreté nucléaire

Le système d'organisation et de réglementation de la sûreté nucléaire française repose sur la responsabilité première de l'exploitant. Ce principe de responsabilité première de l'exploitant figure dans l'article L. 593-6 du code de l'environnement.

L'arrêté INB traite également du système de management intégré de l'exploitant et prévoit que ce dernier définisse et mette en œuvre un système de management qui lui permette d'assurer que les exigences relatives à la protection des intérêts du régime INB soient systématiquement prises en compte dans toute décision concernant son installation.

L'ASN, pour le compte de l'État, veille à ce que cette responsabilité soit pleinement assumée dans le respect des prescriptions réglementaires. L'articulation des rôles respectifs de l'ASN et de l'exploitant peut se résumer ainsi :

- l'ASN définit des objectifs généraux de sûreté et de radioprotection ;
- l'exploitant propose des modalités techniques pour les atteindre, et les justifie ;
- l'ASN vérifie que ces modalités permettent d'atteindre ces objectifs ;
- l'exploitant met en œuvre les dispositions approuvées ;
- l'ASN contrôle, lors d'inspections, la bonne mise en œuvre de ces dispositions et en tire les conséquences.

6.2 Evaluation de sûreté et vérification

6.2.1 Les demandes et contrôles de l'autorité de réglementation

L'évaluation de la sûreté par l'autorité de réglementation s'exerce à tous les stades de la vie des INB.

La loi TSN prévoit une procédure d'autorisation de création suivie d'autorisations ponctuant l'exploitation d'une INB, de sa mise en service jusqu'à son déclassement, en incluant d'éventuelles modifications de l'installation. Ces éléments sont détaillés au chapitre 4 du présent rapport.

6.2.1.1 Les évaluations en amont de la construction

Le rapport préliminaire de sûreté (RPS), intégré dans le dossier de demande d'autorisation, indique et justifie auprès de l'ASN les dispositions retenues à chaque étape de la vie de l'installation pour respecter la réglementation et garantir la sûreté. Il rassemble tous les renseignements permettant de vérifier que tous les risques (d'origine nucléaire ou non) et toutes les possibilités d'agression (d'origine interne ou externe) ont bien été pris en compte et qu'en cas d'accident, la protection du personnel, de la population et de l'environnement est correctement assurée par les moyens mis en place. Ce rapport tient compte des caractéristiques propres au site et à son environnement (météorologie, géologie, hydrologie, environnement industriel...).

Par ailleurs, en amont de la procédure de la demande d'autorisation, un dossier d'options de sûreté (DOS) peut être éventuellement transmis par le futur titulaire de l'autorisation et obtenir alors un avis de la part de l'ASN sur tout ou partie des options envisagées pour la sûreté de la future installation, préalablement à l'autorisation de création.

6.2.1.2 Les évaluations en amont de la mise en service

La mise en service correspond à la première mise en œuvre de matières radioactives dans l'installation ou à la première mise en œuvre d'un faisceau de particules. En vue de la mise en service, l'exploitant adresse à l'ASN un dossier comprenant la mise à jour du rapport de sûreté de l'installation « telle que construite » et de l'étude d'impact, les règles générales d'exploitation (RGE), une étude sur la gestion des déchets, le plan d'urgence interne et le plan de démantèlement. Ces éléments sont examinés par l'ASN avec l'appui de l'IRSN et des GPE.

Concernant le réacteur EPR Flamanville 3, sans attendre la transmission du dossier complet de la demande de mise en service annoncée par EDF pour octobre 2014, l'ASN a engagé, avec l'IRSN, un examen pour préparer l'instruction du dossier de demande de mise en service :

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

6.2.1.3 Les évaluations et les vérifications durant l'exploitation

L'arrêté du 7 février 2012 impose à l'exploitant de mettre en place un système de management de la sûreté intégré qui permette le maintien et l'amélioration continue de la sûreté notamment durant l'exploitation des installations nucléaires. Ce système de management permet notamment d'assurer que les exigences relatives à la sûreté nucléaire sont systématiquement prises en compte dans toute décision concernant l'installation.

En France, au cours de l'exploitation des INB, l'évaluation et la vérification de la sûreté se font de façon continue et périodique.

6.2.1.3.1 L'amélioration continue de la sûreté

Corrections des écarts

Des écarts sont détectés sur les INB grâce à l'action proactive de l'exploitant et aux vérifications systématiques demandées par l'ASN. Les programmes d'essais périodiques et de maintenance préventive sur les matériels et systèmes, ainsi que les recherches d'écarts réalisés en continu par l'exploitant jouent un rôle important pour le maintien d'un niveau acceptable de sûreté.

L'ASN exige que les anomalies ayant un impact sur la sûreté soient corrigées dans des délais adaptés à leur degré de gravité. Ainsi, l'ASN examine les modalités et délais de remise en conformité proposés par l'exploitant.

Examens des événements et le retour d'expérience d'exploitation

Le retour d'expérience constitue une source d'amélioration pour les domaines de la sûreté, de la radioprotection et de l'environnement. La réglementation, et en particulier l'arrêté INB, explicite ce principe et exige de l'exploitant qu'il mette en œuvre un système de management intégré qui comprend des dispositions lui permettant notamment d'identifier et traiter les écarts et événements significatifs.

La réglementation impose à l'exploitant de mettre en œuvre un système fiable de détection des anomalies pouvant survenir telles que des défaillances de matériels ou des erreurs d'application des règles d'exploitation. Il convient de ne pas assimiler la déclaration des événements significatifs à des situations d'urgence radiologique pour lesquelles une organisation différente est mise en place ou à un système destiné à sanctionner les erreurs de l'exploitant ou d'un individu.

Tous les événements significatifs pour la sûreté nucléaire doivent être déclarés par les exploitants dans les meilleurs délais (48 h) à l'ASN, avec une proposition de classement dans l'échelle INES (l'ASN demeure seule responsable de la décision finale de classement). L'ASN analyse cette déclaration initiale pour vérifier la mise en œuvre des dispositions correctives immédiates, décider de la réalisation d'une inspection sur le site afin d'analyser l'évènement de manière approfondie, et préparer, s'il y a lieu, l'information du public.

La déclaration est complétée dans les deux mois par un rapport faisant part des conclusions que l'exploitant tire de l'analyse des événements et des mesures qu'il prend pour améliorer la sûreté ou la radioprotection. L'ASN s'assure que l'exploitant a procédé à une analyse pertinente de l'évènement, a pris les dispositions appropriées pour corriger la situation et en éviter le renouvellement, et a diffusé le retour d'expérience.

L'ASN considère que le principe de déclaration systématique des incidents est un élément essentiel à la transparence et au partage d'expérience. Depuis plusieurs années, la tendance générale est à l'augmentation du nombre d'événements significatifs. Néanmoins, cette tendance est à nuancer en fonction des domaines d'activité. Pour les CNPE, le nombre d'événements significatifs déclarés reste globalement stable. Ces données doivent cependant être utilisées avec précaution car elles ne constituent pas, à elles seules, un indicateur de sûreté.

L'ASN s'attache également à diffuser le retour d'expérience issu des installations nucléaires françaises au cours d'échanges bilatéraux ou bien multilatéraux avec ses homologues ou bien d'autres organismes de sûreté. Au niveau national, les GPE examinent périodiquement le retour d'expérience national et international issu des installations en exploitation. L'ASN et l'IRSN participent également aux différentes sphères d'échanges au sein de l'AIEA, de l'AEN et de l'Union européenne. Par exemple, l'ASN est membre des groupes de travail de l'Agence de l'énergie nucléaire de l'AEN : le *Working Group on Operating Experience (WGOE)* portant sur les réacteurs en exploitation et le *Working Group on the Regulation of New Reactors* portant notamment sur le partage du retour d'expérience de la construction de nouveaux réacteurs. L'ASN demande également aux exploitants de tirer les enseignements des événements significatifs survenus à l'étranger, notamment à partir des rapports de la base de données IRS de l'AIEA et de l'AEN.

Modifications apportées aux matériels et aux règles d'exploitation

En application du principe d'amélioration continue du niveau de sûreté des réacteurs, mais aussi pour améliorer les performances industrielles de leur outil de production, les exploitants mettent en œuvre périodiquement des modifications portant sur les matériels et sur les règles d'exploitation (cf. § 6.3.1.2).

Ces modifications sont issues, par exemple, du traitement d'écarts, des réexamens de sûreté ou encore de la prise en compte du retour d'expérience.

Le décret « procédures INB » a permis de clarifier les exigences relatives à la mise en place des modifications par les exploitants et à leur examen par l'ASN (cf. § 4.1.2.3). En 2013, les déclarations de modification de matériels reçues par l'ASN ont principalement visé l'amélioration du niveau de sûreté des réacteurs, la résorption d'écarts et la mise en œuvre des dispositions issues des évaluations complémentaires de sûreté.

Evaluations complémentaires de sûreté

En 2011, l'ASN a engagé une démarche d'évaluation de la sûreté des INB au regard de l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi.

Cette démarche correspondait à la demande du Premier ministre et aux conclusions du Conseil européen portant sur la réalisation de tests de résistance (« stress tests ») afin de vérifier la robustesse des centrales nucléaires face à des situations exceptionnelles du type de celles qui ont conduit à l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi. Elle a été menée en suivant le cahier des charges élaboré au niveau européen par WENRA (validé par l'ENSREG) avec deux extensions : d'une part, la démarche menée en France a concerné la totalité des INB, y compris les installations de recherche et du cycle du combustible ; d'autre part, le cahier des charges a été complété par des points concernant les facteurs sociaux, organisationnels et humains ainsi que le recours à la sous-traitance.

Les évaluations complémentaires de sûreté (ECS)¹ ont consisté en une réévaluation ciblée des marges de sûreté des INB à la lumière des événements qui ont eu lieu à Fukushima Daiichi, à savoir des phénomènes naturels extrêmes (séisme, inondation) et leur cumul, mettant à l'épreuve les fonctions de sûreté des installations et conduisant à un accident grave.

A l'issue des ECS des INB prioritaires, l'ASN a considéré que les installations examinées présentent un niveau de sûreté suffisant pour qu'elle ne demande l'arrêt immédiat d'aucune d'entre elles. Cependant, la poursuite de l'exploitation de certaines installations nécessite d'augmenter, au-delà des marges de sûreté dont elles disposent déjà, leur robustesse face à des situations extrêmes.

L'ASN a pris, le 26 juin 2012, 32 décisions² pour prescrire aux exploitants la mise en place de dispositions complémentaires. Ces dispositions améliorent la robustesse des INB face aux risques externes et à la prévention des accidents et, au cas où un accident se produirait, permettent d'en atténuer les effets. En novembre 2013 et janvier 2014, l'ASN a précisé, via des décisions adoptées par le collège, ses exigences vis-à-vis de la mise en place du noyau dur pour les INB.

Ces nouvelles exigences correspondent à des travaux et à des investissements conséquents, qui ont commencé dès 2012 et s'étaleront sur plusieurs années :

- la mise en place, pour toutes les installations le nécessitant, d'un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes. Il a pour objectif de prévenir un accident grave, de limiter les rejets radioactifs massifs dans un scénario d'accident qui n'aurait pas pu être maîtrisé et de permettre à l'exploitant d'assurer, même dans des situations extrêmes, les missions qui lui incombent dans la gestion d'une crise³. Les matériels qui feront partie de ce noyau dur devront

¹ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete>

² <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-controle/Evaluations-complementaires-de-surete/Decisions-2012-de-l-ASN-Prescriptions-complementaires>

³ L'exploitant doit en particulier fixer des exigences relatives :

être conçus pour résister à des évènements majeurs (séisme, inondation...), d'ampleur très supérieure à ceux qui sont pris en compte pour déterminer le niveau de résistance des installations, même s'ils ne sont pas considérés comme plausibles. En outre, ces matériels devront être protégés des agressions internes et externes induites par ces situations extrêmes. Pour les centrales nucléaires d'EDF, le « noyau dur » devra comprendre un Diesel d'ultime secours « bunkerisé » supplémentaire pour chaque réacteur, un dispositif d'alimentation de secours en eau diversifié pour chaque réacteur, ainsi qu'un centre local de crise pour chaque site résistant à la survenue d'un évènement de grande ampleur touchant plusieurs installations ;

- la mise en place progressive, à partir de 2012, de la « Force d'action rapide nucléaire » (FARN) proposée par EDF. Il s'agit d'un dispositif national d'intervention interne à l'exploitant rassemblant des équipes spécialisées et des matériels⁴, pouvant assurer la relève des équipes d'un site accidenté et mettre en œuvre des moyens complémentaires d'intervention d'urgence en moins de 24 heures avec un début des opérations sur site dans un délai de 12 heures après leur mobilisation. Ce dispositif pourra être commun à plusieurs sites nucléaires de l'exploitant ;
- un nouveau référentiel du plan d'urgence interne (PUI) pour prendre en compte les situations accidentelles affectant simultanément plusieurs installations du même site ;
- pour les piscines d'entreposage de combustible des différentes installations, la mise en place de dispositions renforcées visant à réduire les risques de dénoyage du combustible.
- pour les réacteurs de recherche du CEA, plusieurs types de dispositions ont été retenues : le renforcement de l'alimentation électrique de certains équipements jugés essentiels, la mise en place d'instrumentations complémentaires robustes pour la gestion des situations extrêmes et le renforcement des moyens de gestion de l'eau et l'appoint en eau ultime pour les piscines. Des locaux de gestion de crise et d'hébergement des équipes d'intervention résistants sont également en cours de construction.

Par ailleurs, en complément du programme normal d'inspection, les thématiques visées par les ECS ont fait l'objet de 38 inspections ciblées en 2011 sur les sites nucléaires jugés comme prioritaires. En 2012, l'ASN a procédé à des inspections de contrôle de la mise en place des actions correctives demandées à la suite des inspections réalisées en 2011 sur l'ensemble des installations nucléaires⁵.

-
- aux locaux de gestion des situations d'urgence, pour qu'ils offrent une grande résistance aux agressions et qu'ils restent accessibles et habitables en permanence et pendant des crises de longue durée, y compris en cas de rejets radioactifs. Ces locaux devront permettre aux équipes de crise d'assurer le diagnostic de l'état des installations et le pilotage des moyens du noyau dur ;
 - à la disponibilité et à l'opérabilité des moyens mobiles indispensables à la gestion de crise ;
 - aux moyens de communication indispensables à la gestion de crise, comprenant notamment les moyens d'alerte et d'information des équipiers de crise et des pouvoirs publics et, s'ils s'avéraient nécessaires, les dispositifs d'alerte des populations en cas de déclenchement du plan particulier d'intervention en phase réflexe sur délégation du préfet;
 - à la disponibilité des paramètres permettant de diagnostiquer l'état de l'installation, ainsi que des mesures météorologiques et environnementales (radiologique et chimique, à l'intérieur et à l'extérieur des locaux de gestion des situations d'urgence) permettant d'évaluer et de prévoir l'impact radiologique sur les travailleurs et les populations ;
 - aux moyens de dosimétrie opérationnelle, aux instruments de mesure pour la radioprotection et aux moyens de protection individuelle et collective. Ces moyens seront disponibles en quantité suffisante.

⁴ Ces équipes doivent être dimensionnées pour intervenir sur l'ensemble des réacteurs du site et disposer d'outils de mesures pouvant être déployés à leur arrivée. L'exploitant précisera l'organisation et le dimensionnement de ces équipes, et notamment les critères d'activation, les missions qui leur incombent, les moyens matériels et humains dont elles disposent, les équipements de protection individuelle, le système mis en place pour assurer la maintenance de ces moyens matériels ainsi que leur opérabilité et disponibilité permanentes et les formations de leurs personnels et le processus de maintien des compétences.

⁵ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-contrôle/Evaluations-complémentaires-de-sureté/Inspections-ciblées>

L'ASN a publié le plan d'action de la France sur la mise en œuvre des recommandations issues des tests de résistance européens menés à partir de 2011 et, plus généralement, de l'ensemble des actions décidées à la suite de ces évaluations⁶.

6.2.1.3.2 Les réexamens périodiques de sûreté

En plus de ces procédures continues rendues nécessaires par des évolutions des installations ou de leur mode d'exploitation, l'exploitant doit, en application de l'article L.593-18 du code de l'environnement⁷, procéder à des réexamens de sûreté périodiques tous les 10 ans.

Le réexamen de sûreté est l'occasion d'examiner en profondeur l'état des installations pour vérifier qu'elles sont conformes au référentiel de sûreté applicable. Il a, en outre, pour objectif d'améliorer le niveau de sûreté des installations. Dans ce but, les exigences applicables aux installations actuelles sont comparées à celles auxquelles doivent répondre les installations les plus récentes et les améliorations qui peuvent être raisonnablement mises en place sont proposées par l'exploitant. Les conclusions de ces réexamens sont soumises à l'ASN qui peut fixer de nouvelles prescriptions pour renforcer les exigences de sûreté.

L'ASN se prononce, après consultation éventuelle des GPE en fonction de l'installation concernée, sur la liste des thèmes choisis pour faire l'objet d'études de réévaluation de sûreté, lors de la phase dite d'orientation du réexamen de sûreté. A l'issue de ces études, un lot de modifications permettant des améliorations de sûreté est défini. Elles seront déployées pendant la visite décennale de l'installation nucléaire concernée.

Depuis l'évolution de la réglementation relative aux INB, les INB du secteur de la recherche et du cycle du combustible doivent faire l'objet d'un réexamen de sûreté au plus tard en 2017. Pour certaines d'entre elles, il s'agira d'un premier réexamen pouvant conduire à des travaux importants de remise à niveau dans les domaines de la tenue au séisme, de la protection contre l'incendie et du confinement.

En 2013, l'ASN a soumis à la consultation du public le projet de décision relative au réexamen de sûreté des INB. Ce projet de décision précise les objectifs, le champ ainsi que les trois phases qui composent les réexamens⁸. En particulier, ce projet de décision prévoit l'élaboration du dossier d'orientation du réexamen (DOR) et reprend notamment les « niveaux de référence » du domaine « P » établis par l'association WENRA concernant les réexamens de sûreté des réacteurs et pertinents pour l'ensemble des INB.

⁶ <http://www.asn.fr/index.php/Les-actions-de-l-ASN/Le-contrôle/Evaluations-complémentaires-de-sûreté/Actualités-concernant-les-ECS/Stress-tests-européens-l-ASN-publie-son-plan-d-action-national>

⁷ Cet article est issu de la codification de la loi n° 2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et la sécurité en matière nucléaire :

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

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

Les réexamens de sûreté ont lieu tous les dix ans. Toutefois, le décret d'autorisation peut fixer une périodicité différente si les particularités de l'installation le justifient.

Le cas échéant, l'exploitant peut fournir sous la forme d'un rapport séparé les éléments dont il estime que la divulgation serait de nature à porter atteinte à l'un des intérêts visés à l'article L. 124-4. Sous cette réserve, le rapport de réexamen de sûreté est communicable à toute personne en application des articles L. 125-10 et L. 125-11. »

⁸ <http://www.asn.fr/Reglementer/Consultations-du-public/Archives-des-consultations-du-public/Projet-de-decision-de-l-ASN-relative-au-reexamen-de-surete-des-INB>

Le réexamen de sûreté est aussi l'occasion de réaliser un examen approfondi des effets du vieillissement sur les matériels. Ainsi, pour les réacteurs passant leur troisième visite décennale, une analyse du vieillissement doit être réalisée pour l'ensemble des mécanismes de dégradations pouvant affecter les composants importants pour la sûreté et les composants non classés mais pouvant avoir un impact sur le fonctionnement de composants importants pour la sûreté. La démonstration de la maîtrise du vieillissement doit être apportée en s'appuyant sur le retour d'expérience d'exploitation, les dispositions de maintenance et la possibilité de réparer ou de remplacer les composants. Cette analyse débouche sur l'élaboration, à l'occasion de la troisième visite décennale de chaque installation nucléaire, d'un dossier d'aptitude à la poursuite de l'exploitation.

6.2.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation

La sûreté des installations est examinée et mise en œuvre tout au long des phases de conception, construction, fonctionnement, mise à l'arrêt et démantèlement. Cet examen systématique est intégré dans l'ensemble des processus concourant à la définition, la construction, l'exploitation et le démantèlement et ses résultats sont tracés dans la documentation de l'installation, notamment les rapports de sûreté des INB.

Toute évolution des conditions de fonctionnement ou de travaux mise en œuvre dans l'INB fait l'objet d'une analyse préalable des risques associés, effectuée et formalisée dans le cadre de procédures définies et selon les autorisations prévues par les dispositions réglementaires. Suivant l'importance des modifications, des commissions d'autorisation interne ou des commissions d'autorisation de démarrage interne sont réunies et émettent un avis indépendant à destination de l'exploitant nucléaire.

Ce processus permanent d'examen de la sûreté est conforté périodiquement par le processus de réexamen de sûreté. Les réexamens de sûreté constituent un processus continu et exigeant. Le processus de réexamen décennal de la sûreté est un jalon important en termes de sûreté des installations, et son intérêt est maintenant largement reconnu au niveau international. Il participe et rend explicites les actions continues de maintien et d'amélioration du niveau de sûreté des installations nucléaires. Ce processus repose sur deux axes techniques forts : l'examen de conformité et la réévaluation de sûreté.

L'accent est mis tout d'abord sur l'examen de conformité. Cet examen consiste à vérifier que les évolutions réglementaires ainsi que les changements de l'installation et de son exploitation ne remettent pas en cause les analyses de sûreté de conception et restent conformes au domaine de fonctionnement autorisé. Cet examen de conformité est basé sur le référentiel d'exigences de l'installation qui est tenu à jour en permanence.

Un programme de vérification physique de l'installation, en complément des actions permanentes en ce domaine, est établi et mis en œuvre. L'exploitant propose des adaptations de ses programmes de maintenance ou de surveillance et la mise en œuvre de mesures compensatoires, sur la base d'études des phénomènes de vieillissement et des connaissances qu'il tire de son expérience. Un plan de vérification de la conformité des pratiques d'exploitation avec les documents du référentiel de sûreté applicable est aussi établi et mis en œuvre. Un plan de remise en conformité est le cas échéant défini et mis en œuvre.

La réévaluation de sûreté est l'occasion de réévaluer la sûreté de l'installation à la lumière des réglementations et pratiques de sûreté et de radioprotection du moment ainsi que celui d'événements survenus sur des installations similaires en France ou à l'étranger. Elle conduit à l'identification d'axes d'amélioration des installations ou de leur exploitation.

6.2.2.1 Les mesures prises pour les centrales électronucléaires

Evaluation et vérification de la sûreté en continu

L'amélioration continue de la performance en matière de sûreté, mais également de radioprotection, d'environnement ou encore de la production, s'appuie sur une démarche systématique de mise à profit de l'expérience acquise. L'exploitation du retour d'expérience (REX) consiste à tirer des enseignements du passé pour améliorer le futur. L'expérience d'exploitation d'EDF s'appuie sur un parc de 58 réacteurs en exploitation de conception relativement homogène.

Le processus de retour d'expérience comprend les phases suivantes :

1. la phase de détection, de collecte ou de sélection de la situation (un écart, une anomalie, une bonne ou mauvaise pratique, etc.)

La détection est effectuée à partir de l'ensemble des informations disponibles (bilans périodiques d'exploitation, pratiques professionnelles, constats d'écarts, d'anomalies, d'événements, y compris internationaux ou externes au nucléaire mais pris en compte à l'échelon national).

La sélection a pour but de prioriser les sujets à traiter en fonction des enjeux, et d'initier le mode de traitement. La sélection se réalise à chaque niveau des organisations. Elle participe à la détection de façon précoce des problèmes récurrents, ou de sujets d'enjeu national parce que potentiellement génériques ou précurseurs.

2. la phase d'analyse, incluant la définition des actions correctives et préventives lorsqu'elles s'avèrent nécessaires

L'analyse a pour objet de définir le sujet à traiter, de préciser les risques, les enjeux et les domaines concernés, d'identifier le REX existant et les actions déjà engagées, les objectifs à atteindre. Elle débouche sur la proposition de solutions correctives, préventives ou alternatives.

Des analyses utilisant les mêmes méthodes réalisées à l'échelon du parc nucléaire sur les événements à portée nationale permettent d'identifier des causes génériques et de définir des actions correctives plus globales.

3. la phase de mise en œuvre des actions correctives ou préventives définies, intégrant le contrôle de la mise en œuvre et la vérification de leur efficacité

La phase de mise en œuvre des actions comprend aussi des vérifications de conformité et de suivi de l'efficacité par rapport aux objectifs poursuivis.

4. la phase de partage du REX avec les équipes de travail

Cette phase a pour but de diffuser et de partager les enseignements issus des analyses au travers d'informations du REX mises à disposition des équipes de travail à chaque niveau des organisations.

Le projet REX a précisé ces principes et l'organisation associée. En 2013, l'ensemble des CNPE sont engagés dans le déploiement, à des degrés d'avancement divers.

Quelques exemples concrets :

A la suite de l'inondation du site du Blayais en décembre 1999, EDF a réévalué la protection des sites contre les risques d'inondation externe. Pour l'ensemble des sites, les dispositions de protection suivantes ont été adoptées : mise en place d'une protection permettant d'obturer les ouvertures constituant des voies d'eau potentielles, mise en œuvre de procédures d'alerte et de conduite adaptées, mise en place d'une organisation de crise locale et nationale. Des mesures immédiates (comme des protections volumétriques) ont été mises en place rapidement. Entre 2001 et 2007, une réévaluation complète du risque inondation a été menée afin de compléter les travaux initiés à la suite de l'inondation du Blayais. Les évaluations complémentaires de sûreté ont conduit l'ASN à imposer à EDF d'achever l'ensemble des travaux issus de cette réévaluation avant fin 2014.

Des crues importantes en décembre 2009 ont conduit au colmatage ou à la perte partielle de la source froide sur les réacteurs de Cruas et de Fessenheim. EDF a engagé une revue de conception de l'ensemble des sources froides dont les conclusions détaillées ont été transmises en 2012. Parmi les mesures, on peut noter la mise en place d'une mesure de niveau d'eau en aval de la filtration, ainsi que l'amélioration de la performance des équipements de pré-filtration et de filtration pour faire face à une arrivée massive de colmatant. Les dispositions de surveillance et de conduite ont aussi été revues, ainsi que les exigences applicables aux matériels de la station de pompage.

Au cours des étés 2003 et 2006, l'ensemble du territoire français a été soumis à des températures exceptionnellement élevées. Ces conditions caniculaires se sont traduites par des températures élevées de la source froide ainsi que par de faibles débits des cours d'eau. Ces paramètres influencent la performance des auxiliaires de sûreté. En 2009, l'ASN a pris une première position concernant la gestion de ces situations dites de « grands chauds » proposée par EDF pour les réacteurs de 900 MWe. En 2012, l'ASN a donné son accord à l'intégration des modifications matérielles nécessaires. Il s'agit notamment du renforcement de certains échangeurs, du renforcement des systèmes de réfrigération, d'ajout d'hydro réfrigérants sur le circuit d'huile de certaines pompes, d'amélioration de la tenue en température des armoires électriques des diesels et de modification de la conduite accidentelle.

Réexamen de sûreté

Dans le cadre des réexamens de sûreté des centrales électronucléaires et comme exigé réglementairement, EDF procède tous les 10 ans à une visite complète de l'installation avec en particulier un contrôle de la cuve du réacteur, une requalification complète du circuit primaire principal et une épreuve en pression de l'enceinte de confinement.

L'examen de la sûreté des réacteurs, pratiqué au travers des réexamens périodiques ou pour certains sujets thématiques, conduit dans un certain nombre de cas à des modifications des réacteurs nucléaires en vue d'améliorer la sûreté, selon leur intérêt et leur faisabilité industrielle. Ces modifications sont regroupées et mises en œuvre sur tous les réacteurs du palier concerné, un premier réacteur, dit « tête de série », jouant le rôle de prototype. Ce regroupement des modifications permet une meilleure cohérence et mise en œuvre industrielle en assurant plus facilement la planification, la mise à jour documentaire et la formation des opérateurs. Ces modifications ainsi regroupées sont généralement mises en œuvre lors des visites décennales (VD) de manière à garantir la qualité et la cohérence d'ensemble. A l'issue de ces travaux sur chaque tranche, un rapport est transmis à l'ASN afin de lui permettre de se prononcer sur la poursuite et les conditions de l'exploitation pour une nouvelle période de 10 ans.

La première mise en œuvre de ce réexamen a été engagée dès 1988 pour les premiers REP 900 MWe des sites de Fessenheim et Bugey. Il s'agissait notamment d'effectuer une analyse de ces installations en les comparant aux installations suivantes de même type 900 MWe (dits « paliers CP1-CP2, ou CPY »), afin d'obtenir un niveau de sûreté global homogène pour tous les paliers 900 MWe.

Ce processus de réexamen de sûreté s'est poursuivi sur l'ensemble des réacteurs 900 MW, avec le réexamen VD2 associé à la deuxième visite décennale qui s'est achevé en 2010 (Chinon B4), puis avec le réexamen VD3 associé aux troisièmes visites décennales qui est en cours. A la suite de chaque visite décennale, le référentiel des exigences de sûreté de chaque palier technique évolue prenant en considération les améliorations de sûreté apportées. Par exemple, les principales évolutions consécutives à la prise en compte du référentiel de sûreté VD3 900MWe concernent le renforcement de la tenue sismique, l'amélioration de la prise en compte du risque induit par les gaz explosifs, le renforcement de la robustesse des sites par rapport aux agressions externes d'origine naturelle, le renforcement des piscines d'entreposage du combustible usé ou encore l'amélioration de la gestion des accidents graves.

Pour le palier 1300 MWe, le premier arrêt VD2 1300 a été celui de Paluel 2 en 2005, le dernier arrêt VD2 1300 est prévu en 2014 pour Golfech 2. Le premier réexamen du palier N4 a débuté par Chooz B2 en 2009 et s'est terminé par la VD1 de Civaux 2 en 2012.

L'ASN s'est prononcée favorablement en 2006 sur la poursuite de l'exploitation des réacteurs de 1300 MWe au-delà de leur deuxième visite décennale, sous réserve de la réalisation effective des modifications décidées dans le cadre de ce réexamen. Les améliorations découlant de ce réexamen de sûreté seront intégrées d'ici 2014 à l'occasion des deuxièmes visites décennales. Parmi les modifications les plus notables, on peut citer l'optimisation de l'exutoire de pression enceinte (filtres à sable), ainsi que la diversification des moyens de surveillance du niveau d'alimentation en eau des générateurs de vapeur.

Fin 2013, 18 VD2 1300 (sur 20) ont été réalisées, la fin du déploiement est prévue pour fin 2014. L'ASN a défini, en 2011, les orientations du réexamen de sûreté associées aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe. Elles s'inscrivent dans la continuité des études menées dans le cadre de la VD3 900 MWe et tiennent compte du retour d'expérience international et des enseignements de la R&D.

Évolutions à la suite de la mise en œuvre des actions post-Fukushima

A la suite de l'accident nucléaire à la centrale de Fukushima, une démarche d'évaluation complémentaire de sûreté (ECS) a été engagée. EDF a présenté à l'ASN, en septembre 2011, les évaluations complémentaires de la sûreté des tranches dans des situations extrêmes pour chaque site. Cette démarche a permis (i) de conforter les marges existantes des tranches nucléaires vis-à-vis des risques d'agression externe prises en compte dans le référentiel actuel, et (ii) de définir un premier lot de propositions de modifications à mettre en œuvre à court et moyen terme visant à faire face à des situations extrêmes.

Pour les réacteurs nucléaires d'EDF, les exigences présentées au § 6.2.1.3.1 correspondent à des travaux et des investissements importants, qui ont commencé dès 2012 et s'étaleront sur plusieurs années :

- le « noyau dur » : à la suite de nombreux échanges techniques et études qui se sont tenus en 2013, l'ASN a fixé en janvier 2014 des prescriptions complémentaires applicables aux tranches nucléaires portant sur des objectifs de sûreté complémentaires concernant la fonctionnalité du noyau dur et un certain nombre d'hypothèses de conception à prendre en compte pour garantir la disponibilité du noyau dur visant à faire face à des situations extrêmes. Ces objectifs concernent en particulier les rejets susceptibles de survenir du fait de la montée en pression dans l'enceinte en cas d'accident grave. Pour les centrales actuellement en fonctionnement, le dispositif d'éventage filtration permet d'éviter la perte du confinement de l'enceinte par surpression en mettant en œuvre une procédure volontaire de rejet, via un exutoire filtrant. Cette filtration permet de limiter significativement les rejets radioactifs, notamment les produits de fission à plus longue vie comme le césium; pour les iodures radioactifs (à durée de vie court) les performances sont plus limitées. En complément, il est demandé notamment d'étudier des dispositions permettant l'évacuation de la puissance résiduelle hors de l'enceinte sans ouverture du dispositif d'éventage filtration de l'enceinte de confinement lors de telles situations "noyau dur". Ces prescriptions complémentaires fixent également le niveau de l'aléa sismique à prendre en compte pour le dimensionnement du "noyau dur". Il est aujourd'hui prévu que les 58 diesels d'ultime secours soient déployés d'ici fin 2018. Les autres systèmes (dont la source froide ultime et le centre local de crise) devraient être mis en place d'ici fin 2020 ;
- la « Force d'action rapide nucléaire » (FARN) est partiellement opérationnelle (pour intervenir sur un réacteur d'un des sites quelconque) depuis fin 2012 et sera complètement opérationnelle fin 2015 (Gravelines - pour 6 tranches).

6.2.2.2 Les mesures prises pour les installations du cycle combustible

Evaluation et vérification de la sûreté en continu

L'exploitation du retour d'expérience est développée à différents niveaux, et sa diffusion au bénéfice de l'ensemble des entités du groupe AREVA est à la charge du réseau de spécialistes de l'Inspection Générale.

A titre d'exemple, le processus de mise en service de l'usine d'enrichissement Georges Besse 2 a été accompagné en 2013 par 20 réunions de la CAID (Commission d'autorisation interne de démarrage), mise en place pour accompagner ce processus.

Réexamen de sûreté

Dans le cadre des réexamens de sûreté, un plan de vérification de la conformité des pratiques d'exploitation est établi et mis en œuvre. Une attention particulière est portée à l'ergonomie et à la disponibilité de la documentation aux postes de travail ainsi qu'à la prise en compte des évolutions des règles d'exploitation et de l'organisation. Les processus de l'exploitant relatifs à la gestion des écarts, à la gestion des modifications et à la gestion documentaire, qui participent au maintien à jour de ce référentiel, sont décrits et analysés. Leur efficacité est également justifiée.

AREVA est amené à engager deux réexamens d'installation nucléaire par an, et le processus complet pour chaque installation s'étage sur plusieurs années. Il concerne les installations en exploitation, mais aussi les installations en phase de mise à l'arrêt définitif, ou en démantèlement. L'instruction du dossier de réexamen de l'installation de Melox est close. Les dossiers de réexamen de l'usine UP3 de La Hague et de l'usine FBFC de Romans-sur-Isère ont été déposés. Le dossier d'examen de la conformité de l'usine Georges Besse a été transmis.

Évolutions à la suite de la mise en œuvre des actions post-Fukushima

A la suite des évaluations complémentaires de sûreté, les Systèmes, Structures et Composants (constituant le noyau dur des moyens nécessaires pour la prévention des accidents graves et la limitation de leurs conséquences ainsi que ceux nécessaires à la gestion de crise) ont été identifiés. Les démonstrations de robustesse complémentaires requises pour les constituants de ce noyau dur ont été initiées, la définition et le déploiement de moyens nouveaux jugés nécessaires lancés. Ces actions viennent en réponse aux prescriptions prises par l'ASN, suite aux groupes permanents d'experts réunis sur le sujet pour analyser les dossiers d'ECS fournis par les exploitants et instruits par l'IRSN.

6.2.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Les mesures prises par le CEA

Evaluation et vérification de la sûreté en continu

Au niveau des centres, la prise en compte du retour d'expérience (REX) consiste notamment à organiser et promouvoir les échanges entre les installations et entre les centres. A ce titre, un animateur REX est désigné au niveau de la cellule qui effectue les contrôles pour le compte du directeur de chaque centre.

Au niveau de la Direction générale du CEA, la Direction de la protection et de la sûreté nucléaire (DPSN) a pour mission de veiller à la concertation entre les différentes unités, à la prise en compte du REX et à l'échange des meilleures pratiques. La DPSN dresse également le bilan des événements significatifs et définit les axes de progrès. Cette mission la conduit également à identifier les situations relevant d'un appel à l'expertise des pôles de compétence.

Le REX est également pris en compte dans les documents internes (circulaires et recommandations, directives, fiches techniques) que la DPSN a pour mission d'élaborer.

Les outils mis en œuvre sont :

- les fiches REX, initiées au niveau de la DPSN ;
- le Fichier Central de l'Expérience (FCE) qui regroupe tous les événements déclarés survenus depuis 1990 ;
- le guide d'analyse et de traitement d'un événement significatif ;
- le bilan des événements significatifs, établi à partir des Comptes rendus d'événement significatif (CRES) ;
- les bases internationales de l'AIEA.

Le constat du poids des composantes des facteurs humains dans les événements et les incidents justifie l'approche spécifique adoptée par le CEA et la mise en place d'une organisation dédiée :

- des spécialistes dans les unités de soutien en sûreté des centres du CEA ;
- des relais dans chaque INB ;
- des correspondants dans les cellules de contrôle placés près de chaque directeur de centre.

Ces personnes se rassemblent notamment une journée, plusieurs fois par an sur chaque centre, pour échanger autour des pratiques internes CEA et externes.

Les actions sont conduites selon plusieurs axes :

- la réalisation d'études « facteurs organisationnels et humains » (FOH) ciblées dans des installations, à la suite de la mise en œuvre de modifications, de l'émergence d'une problématique ou d'événements particuliers ;
- la réalisation d'interventions FOH systématiques lors des réexamens de sûreté, demandes portant plus spécifiquement sur l'ensemble des activités sensibles (certaines phases de conduite, des opérations liées à la manutention, etc.).

Les actions issues de ce retour d'expérience au quotidien concernent principalement des ajustements de procédures et des vérifications de conformité de certains éléments suite à des découvertes d'anomalie sur une installation, qui peuvent conduire à des remplacements de matériels.

Ainsi par exemple, des contrôles et améliorations ont été réalisés sur les dispositifs de préhension des charges lourdes et sur les dispositifs de prélèvements de gaz dans les cheminées des installations.

Les réexamens de sûreté

Le réexamen de sûreté périodique, a minima tous les dix ans, est l'occasion d'examiner en profondeur l'état des installations, pour vérifier qu'elles sont conformes au référentiel de sûreté applicable.

Les réexamens de la sûreté des installations du CEA ont été programmés selon un échéancier qui a été approuvé par l'ASN. L'ensemble des installations devra faire l'objet d'un premier réexamen au plus tard en 2017. La difficulté réside, pour certaines installations anciennes qui ont subi des modifications au fil de leur exploitation, parfois sans réexamen d'ensemble du point de vue de la sûreté, dans la définition d'améliorations adaptées aux enjeux.

A ce jour, tous les réacteurs de recherche du CEA ont fait l'objet d'un réexamen de sûreté. Cette première phase de réexamen a débuté en 2002 et s'est achevée en 2010 avec les installations EOLE et MINERVE.

Le réexamen de sûreté des réacteurs de recherche EOLE et MINERVE a fait l'objet d'un examen devant le Groupe permanent « réacteur » en 2011.

Précédemment, le réexamen du réacteur Orphée a fait l'objet de deux réunions du GPR, les 9 septembre et 7 octobre 2010. A la suite du deuxième réexamen de sûreté, le CEA a engagé un plan d'action qui est mis en œuvre. En particulier, le CEA a initié le remplacement de dispositifs soumis à irradiation.

Bien que chaque installation de recherche soit différente, une approche plus générique de la sûreté de ces installations, inspirée des règles applicables aux réacteurs de puissance et notamment l'analyse de sûreté par « conditions de fonctionnement » (événements initiateurs postulés) et du classement de sûreté des matériels associés, a été développée et appliquée dans le cadre des réexamens de sûreté des installations existantes, ainsi que pour la conception de nouvelles installations. La méthode d'analyse de sûreté conduit à un classement de sûreté des composants qui sont requis pour assurer une fonction de sûreté et qui doivent être qualifiés. Ce classement détermine le niveau d'exigence aussi bien en fabrication qu'en exploitation et suivi. Ceci a conduit à des progrès importants en matière de sûreté.

Les principales améliorations effectuées concernent l'amélioration du génie civil pour la tenue au séisme et l'amélioration de la protection contre le risque d'incendie. Des évolutions peuvent également être décidées sur les programmes de maintenance et de contrôle des principaux équipements.

Les évaluations complémentaires de sûreté

Les installations du CEA ont fait l'objet d'ECS à la suite de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi. Les rapports relatifs aux ECS de 5 installations ont été transmis par le CEA à l'ASN le 15 septembre 2011 ; ils ont été examinés lors d'une réunion conjointe des groupes permanents d'experts en novembre 2011 et en avril 2013 pour la définition de leur noyau dur. Les rapports relatifs aux autres installations ont été transmis à l'ASN le 15 septembre 2012 et ils ont été examinés en juillet 2013 lors d'une réunion conjointe des groupes permanents d'experts. Les prescriptions complémentaires associées sont en cours d'élaboration.

D'une façon générale, ces évaluations ont montré une bonne robustesse des réacteurs de recherche vis-à-vis de ces agressions extrêmes. En particulier, les sites sont peu sensibles aux inondations. Les réacteurs de recherche, d'une puissance inférieure aux réacteurs de puissance, sont également résistants aux pertes d'alimentation électrique ou de sources froides. Ils disposent de délais importants avant qu'une intervention soit nécessaire.

Le 26 juin 2012, l'ASN a pris des décisions fixant des prescriptions complémentaires pour chaque INB. En complément de la demande commune à toutes les INB de définir et mettre en place un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles permettant de maîtriser les fonctions fondamentales de sûreté dans des situations extrêmes, les principales demandes portaient sur :

- l'évacuation, au plus tard au 31 décembre 2014, des matières fissiles de l'installation MASURCA vers une installation suffisamment dimensionnée au séisme ;
- la mise en place d'instrumentations complémentaires robustes pour la gestion des situations extrêmes ;
- des améliorations vis-à-vis du risque de perte de refroidissement pour le réacteur Osiris ;
- des améliorations vis-à-vis des risques d'inondation et de perte de refroidissement pour le réacteur Jules Horowitz.

Ces nouvelles exigences correspondent à des travaux considérables et à des investissements massifs, qui ont commencé dès 2012 et s'étaleront sur plusieurs années.

Bien que le RJH soit de conception récente et ayant intégré le retour d'expérience acquis sur les autres réacteurs expérimentaux, la démarche des ECS a conduit le CEA à identifier des possibilités d'améliorations supplémentaires qui pouvaient être mises en œuvre, relativement facilement, compte tenu de la phase de construction.

Les mesures prises par l'ILL

Les réexamens de sûreté

La dernière réévaluation de sûreté s'est déroulée en 2007 suite à la mise en œuvre des mesures définies à l'issue de la réévaluation de sûreté de 2002, dont un sujet majeur était la tenue sismique de l'installation au regard de la Règle Fondamentale de Sûreté 2001 relative à l'aléa sismique.

Entre 2009 et 2011, le RHF a également renforcé sa défense en profondeur en ajoutant un nouveau circuit de sauvegarde pour prévenir et limiter les conséquences d'un accident de fusion de cœur. Ce circuit de re-noyage ultime vise à garantir la maîtrise de l'inventaire en eau pour le refroidissement du cœur.

Les évaluations complémentaires de sûreté

Entre 2012 et 2016, l'ILL va poursuivre le renforcement de sa défense en profondeur avec la réalisation des travaux définis suite à l'évaluation complémentaire de sûreté post-Fukushima et ainsi constituer un « noyau dur » d'équipements de sauvegarde. En particulier :

- un circuit de dégonflage sismique permettra de garantir l'absence de toute fuite directe, et donc de rejet non filtré ;
- un circuit d'eau de nappe pour garantir l'inventaire en eau sur le long terme ;
- un poste de commandement de secours permettra le contrôle de l'installation et le pilotage des circuits de sauvegarde même après rupture de l'ensemble des barrages situés en amont et après un séisme très supérieur au séisme de dimensionnement ;
- la mise en place de locaux de gestion de crise lors de l'arrêt d'hiver 2013-2014 et de plusieurs nouveaux circuits permettant un refroidissement ultime et la limitation des rejets radioactifs.

Les mesures prises par ITER Organisation Internationale

Même si, eu égard à son statut d'installation internationale, ITER relève de dispositions spécifiques, l'évaluation de sa sûreté suit le processus réglementaire français. Le rapport préliminaire de sûreté, rédigé dans le cadre de la demande d'autorisation de création de l'installation nucléaire de base ITER, s'appuie sur les principes généraux de suivants :

- protéger les personnes et l'environnement du risque nucléaire,
- se prémunir vis-à-vis des incidents et accidents, en mettant en œuvre les moyens et actions nécessaires pour les éviter. Limiter les conséquences des incidents et accidents susceptibles de survenir dans l'installation,
- organiser et prendre les dispositions nécessaires pour gérer des situations d'urgence radiologique.

Cette approche est basée sur les pratiques et l'expérience française et internationale dans le domaine de la sûreté nucléaire.

Le respect de ces principes est appliqué en suivant notamment :

- l'application du principe de défense en profondeur,
- la démarche de radioprotection en application du principe d'optimisation dénommé démarche ALARA « As Low As Reasonably Achievable » (aussi bas que possible).

La sûreté de l'installation sera notamment réexaminée aux grandes étapes clés du projet : premier plasma et mise en actif de l'installation.

ITER est actuellement en phase de conception et de fabrication des structures et composants. A ce stade, la vérification des mesures prises pour la prévention des accidents et la mitigation des conséquences se font à travers le suivi de la conception et de la fabrication des structures et composants importants pour la protection afin de s'assurer que les exigences de sûreté qui leur sont associées sont bien respectées.

6.3 Conception et construction des installations nucléaires

6.3.1 Les demandes et contrôles de l'autorité de réglementation

Les principes de sûreté, issus de la réglementation, sont applicables à toutes les INB et sont déclinés en fonction des spécificités des différentes INB en termes de risques et d'enjeux. Outre la réglementation technique générale, l'ASN précise dans des règles fondamentales de sûreté (RFS) ou des guides, les dispositions qu'elle estime satisfaisantes pour répondre aux principes définis dans la réglementation (cf. § 4.2).

6.3.1.1 Exigences applicables aux dispositions visant à prévenir les accidents pendant la phase de dimensionnement et de construction

La demande de mise en service des réacteurs fait l'objet d'un examen détaillé et en parallèle, l'ASN, avec l'appui de l'IRSN, assure également le contrôle de la construction des INB.

Dimensionnement des INB

Les principes et démarches de sûreté ont été mis en place progressivement en France et intègrent le retour d'expérience des accidents.

L'arrêté du 7 février 2012 précise les exigences réglementaires explicites vis-à-vis de la démonstration de sûreté et notamment du principe de défense en profondeur. Ce principe est une partie intégrante de la démonstration de sûreté et sa mise en œuvre s'appuie notamment sur :

- le choix d'un site adapté, tenant compte notamment des risques d'origine naturelle ou industrielle pesant sur l'installation ;
- l'identification des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire ;
- une démarche de conception prudente, intégrant des marges de dimensionnement et recourant, en tant que de besoin, à une redondance, une diversification et une séparation physique adéquates des éléments importants pour la protection qui assurent des fonctions nécessaires à la démonstration de sûreté nucléaire, pour obtenir un haut niveau de fiabilité et garantir les fonctions citées à l'alinéa précédent ;
- la qualité de la conception, de la construction, du fonctionnement, de la mise à l'arrêt définitif, du démantèlement, de l'entretien et de la surveillance des installations ;
- une préparation à la gestion d'éventuelles situations d'incident et d'accident.

L'arrêté du 7 février 2012 stipule les exigences des éléments et activités identifiés comme étant importants pour la protection. La qualification de ces éléments doit être proportionnée aux enjeux, visant notamment à garantir leur capacité à assurer leurs fonctions dans les situations dans lesquelles ils sont nécessaires. Des dispositions d'études, de construction, d'essais, de contrôle et de maintenance adaptés doivent être mises en œuvre afin de garantir la pérennité de cette qualification. Au-delà des critères techniques, l'ASN s'intéresse également aux conditions qui favorisent ou défavorisent la contribution positive des opérateurs et des collectifs de travail à la sûreté des installations nucléaires. Dans ce cadre, l'ASN attend une intégration des facteurs organisationnels et humains adaptée aux enjeux de sûreté des installations et de sécurité des travailleurs lors de la conception d'une nouvelle installation ou de la modification d'une installation existante. Cette attente est reprise par l'arrêté du 7 février 2012.

Par ailleurs, les « directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression », adoptées par l'ASN en 2004, définissent l'approche de sûreté ainsi que les exigences générales de sûreté que l'ASN considère acceptable d'appliquer pour la conception et la construction de nouveaux réacteurs.

Construction d'une INB

L'ASN assure le contrôle de la construction des INB, dès les premiers travaux postérieurs au dépôt du dossier de demande d'autorisation de création.

Les enjeux du contrôle de la construction sont multiples puisqu'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 nouvelles INB.

Sur la base de l'étude de la conception détaillée de l'INB, l'ASN contrôle les activités de réalisation de l'INB 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 dans le cas des réacteurs électronucléaires.

L'ASN contrôle spécifiquement la fabrication des équipements sous pression nucléaires, en particulier les circuits primaire et secondaires de la chaudière nucléaire. Cette évaluation de conformité concerne notamment les équipements destinés aux nouvelles installations nucléaires et les équipements de rechange destinés aux installations nucléaires en exploitation (par exemple, les générateurs de vapeur de remplacement). Le contrôle de l'ASN et des organismes agréés s'exerce aux différents stades de la conception et de la fabrication des équipements sous pression. 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.

Le contrôle de l'ASN porte en outre sur la préparation du titulaire de l'autorisation à l'exploitation de l'INB après sa mise en service, la maîtrise des risques pour les INB voisines générés par les activités de construction, la radioprotection et la protection de l'environnement.

6.3.1.2 Exigences applicables aux dispositions visant à prévenir les accidents pendant l'exploitation

En application de la réglementation, le démarrage d'une installation est soumis à l'autorisation de l'ASN. Dans ce cadre, le titulaire de l'autorisation doit adresser, à l'ASN, un dossier comprenant notamment le rapport de sûreté de l'installation et les règles générales d'exploitation (RGE).

Ces règles décrivent les conditions d'exploitation en traduisant les hypothèses initiales et les conclusions des études de sûreté issues du rapport de sûreté en règles opératoires. Ce recueil de règles est approuvé par l'ASN.

Lorsque les titulaires d'autorisation s'écartent de la conduite normale imposée par les RGE, ils doivent déclarer cet écart à l'ASN.

Les titulaires de l'autorisation peuvent être amenés à modifier de manière pérenne les RGE pour intégrer leur retour d'expérience, améliorer la sûreté des installations, améliorer les performances économiques ou intégrer les conséquences des modifications matérielles. L'ASN examine également ces modifications et peut délivrer un accord, sous réserve éventuellement de la mise en œuvre de mesures complémentaires.

L'ASN analyse, avec le soutien technique de l'IRSN, les méthodologies de maintenance élaborées par les titulaires d'autorisation, puisque la maintenance constitue une ligne de défense essentielle pour limiter l'apparition d'écarts et pour maintenir la conformité d'une installation à son référentiel de sûreté.

Lors des inspections, l'ASN s'attache à vérifier :

- le respect des RGE et, le cas échéant, des mesures compensatoires associées aux modifications temporaires ;
- la qualité des documents d'exploitation normale, tels que les consignes de conduite et les fiches d'alarme, et leur cohérence avec les RGE ;
- les procédures de conduite en situation d'incident ou d'accident, la gestion des matériels spécifiques utilisés en conduite accidentelle ;
- l'exécution des programmes de maintenance et d'essais périodiques, conformément aux règles définies ;
- la formation des agents à la conduite du réacteur.

Enfin, les différents travaux réalisés dans le cadre des ECS ont pris en compte des scénarios qui n'avaient pas été considérés par le passé. Les conclusions de ces ECS conduisent à la modification de différents documents relatifs à la gestion des accidents graves (plan d'urgence interne, procédure de conduite en cas d'accident, guide d'intervention en cas d'accident grave).

6.3.1.3 Exigences applicables aux dispositions visant à limiter les conséquences des accidents

Le domaine d'exploitation des INB est fixé par les RGE qui incluent les procédures de conduite en situation d'incident ou d'accident, qui ont pour objet de ramener l'installation dans un état sûr ou de limiter les conséquences de l'accident.

Par ailleurs, l'application du principe de la défense en profondeur conduit à prendre en compte l'occurrence d'accidents graves de probabilité très faible dans l'élaboration des plans d'urgence, afin de définir les mesures nécessaires pour protéger le personnel du site et la population, et pour maîtriser l'accident sur le site.

L'exploitant d'une INB a l'obligation de préparer un plan d'urgence interne (PUI). Le PUI précise l'organisation et les moyens à mettre en œuvre sur le site en cas d'accident. Il comprend également les dispositions permettant d'informer rapidement les pouvoirs publics. Le déclenchement du PUI est décidé par l'exploitant sur la base de critères préétablis, portant sur l'état de l'installation ou de son environnement, ou à son initiative s'il juge que la situation le justifie.

Les procédures de conduite incidentelles et accidentelles, ainsi que les plans d'urgence, doivent être préparés de façon à apporter une réponse appropriée aux accidents pouvant survenir sur une INB. Cela impose de définir des bases techniques, c'est-à-dire de retenir un ou plusieurs scénarios accidentels déterminant l'enveloppe des conséquences possibles, afin de déterminer la nature et l'ampleur des moyens à prévoir. La démarche repose principalement sur une approche théorique conservative conduisant à estimer des termes sources puis à calculer leur dispersion dans l'environnement et enfin à évaluer l'impact radiologique.

6.3.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation

6.3.2.1 Les mesures prises pour les centrales électronucléaires

La sûreté des réacteurs électronucléaires en exploitation et en construction repose sur une défense en profondeur couvrant cinq niveaux :

- Le premier niveau est une combinaison de marges de conception spécifiques, d'assurance de la qualité et d'activités d'inspection afin de prévenir la survenue de conditions d'exploitation anormales ou défailtantes ;
- Le second niveau consiste en la mise en œuvre de dispositions de protection permettant la détection d'écarts par rapport aux conditions d'exploitation normales ou de défailtances des

systèmes. Ce niveau de défense est prévu pour garantir l'intégrité de la gaine du combustible et celle du système de refroidissement primaire afin de prévenir les accidents ;

- Le troisième niveau est assuré par des systèmes de sauvegarde ou de protection et des procédures de conduite permettant de maîtriser les conséquences des accidents susceptibles de se produire, en confinant les substances radioactives afin d'éviter l'évolution de la situation vers un accident grave ;
- Le quatrième niveau inclut les mesures permettant de préserver l'intégrité du confinement et de maîtriser les situations d'accident grave ;
- Le cinquième niveau inclut, en cas de dysfonctionnement ou d'inefficacité des mesures précédentes, toutes les mesures de protection des populations en cas de rejets importants.

6.3.2.1.1 Conception et constructions des réacteurs électronucléaires

Critères de conception

La démonstration de sûreté est basée sur un nombre limité d'événements représentatifs et de scénarios d'incidents ou d'accidents à prendre en compte au stade de la conception du réacteur, parmi ceux pouvant se produire pendant son exploitation ainsi que sur les divers états physiques du réacteur. Les événements initiateurs de transitoires sont regroupés en plusieurs catégories selon l'estimation de leur fréquence d'occurrence et de leurs conséquences potentielles pour l'environnement.

L'identification de ces événements et leur classement en catégories sont utilisés pour la conception des circuits primaire et secondaires et des systèmes de protection et de sauvegarde permettant de maîtriser ces situations, et donc de prévenir la survenue de conséquences inacceptables pour l'installation et son environnement.

Sur la base de la conception de l'installation et des principes de pilotage, l'analyse de la gestion des principales conditions de fonctionnement incidentelles et accidentelles est réalisée dans le rapport de sûreté.

Parallèlement à la maîtrise des événements initiateurs simples, une analyse des situations impliquant des défaillances multiples pouvant conduire à la fusion du cœur est effectuée sur la base des résultats de l'évaluation probabiliste de sûreté de la conception. Au titre de la défense en profondeurs, des lignes de défense complémentaires sont mises en place pour prévenir les situations de fusion de cœur et en limiter les conséquences.

Qualification des matériels

De manière générale, la qualification de chaque matériel est définie en suivant des règles et exigences dépendant de son "classement de sûreté", c'est-à-dire de son importance pour la sûreté et du type de sollicitations auxquelles il est doit résister :

- la qualification sismique a pour conséquence la prise en compte des contraintes imposées par les séismes dans le dimensionnement des matériels ;
- la qualification aux conditions d'ambiance accidentelle (température, pression, humidité, irradiation) a pour but de prouver, par des essais ou des analyses, que les matériels sont aptes à remplir leurs fonctions dans les conditions d'ambiance et sous les sollicitations auxquelles ils sont supposés être soumis.

Pour les matériels électriques de sûreté, trois catégories de qualification représentant des conditions "enveloppes" ont été définies :

- catégorie K1 : matériels installés dans l'enceinte, ayant à assurer leur fonction en situation accidentelle ;
- catégorie K2 : matériels installés dans l'enceinte, ayant à assurer leur fonction en situation normale ;
- catégorie K3 : matériels installés hors de l'enceinte.

Les conditions d'ambiance incluent les conditions normales, incidentelles et accidentelles ainsi que les sollicitations sismiques, selon les matériels et selon la catégorie de qualification.

Durant l'exploitation, il importe de pouvoir s'assurer de la pérennité de ces qualifications dans le temps. C'est un des aspects importants pris en compte dans les bilans de conformité qui sont effectués à l'occasion des réexamens périodiques de sûreté.

Mesures prises pour l'EPR en cours de construction

Le concept de défense en profondeur

La sûreté du réacteur EPR repose sur les cinq niveaux précédemment cités, avec une mise en œuvre au stade de la conception, en particulier vis à vis de la prise en compte des accidents graves et des agressions externes (chutes d'avion).

Un très haut niveau de sûreté est visé pour le réacteur EPR, premièrement en facilitant l'exploitation et la maintenance du réacteur, deuxièmement par la réduction des conséquences potentielles immédiates ou différées d'un accident. Au stade de la conception, l'approche permettant de vérifier la cohérence de la conception au regard des différentes lignes de défense en profondeur est présentée dans le rapport préliminaire de sûreté, qui a été transmis à l'Autorité de sûreté à l'appui de la demande d'autorisation de création d'un troisième réacteur sur le site de Flamanville.

Réduction du risque et prévention des situations pouvant conduire à la fusion du cœur

La réduction du risque d'accident tient compte de la combinaison d'événements pouvant conduire à des situations de fusion du cœur par des défaillances multiples.

Au niveau technique, des systèmes de sauvegarde supplémentaires sont conçus et installés pour prévenir la fusion du cœur lors de ces séquences.

Réduction du risque et contrôle des situations de fusion du cœur

La maîtrise des situations de fusion du cœur constitue le second stade de réduction de risques. Il repose sur l'analyse de sûreté des scénarios de fusion du cœur à basse pression, les autres scénarios de fusion de cœur faisant l'objet de dispositions spécifiques rendant possible l'exclusion ou « l'élimination pratique » de leur occurrence.

Cette analyse permet de définir les moyens permettant d'assurer et de protéger la fonction de confinement. Elle permet également de définir l'instrumentation requise par l'exploitant et l'équipe de crise pour gérer ce type de situation et pour définir les conditions de qualification des équipements nécessaires pour démontrer que les objectifs de sûreté sont atteints.

6.3.2.1.2 Exploitation des réacteurs électronucléaires

Pour les centrales nucléaires, les RGE comportent plusieurs chapitres dont les plus importants pour la sûreté font l'objet d'un examen de la part de l'ASN :

- du chapitre III qui décrit les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE).
- du chapitre VI qui comprend les procédures de conduite en situation d'incident ou d'accident. Il prescrit la conduite à adopter dans ces situations pour maintenir ou restaurer les fonctions fondamentales de sûreté et ramener le réacteur dans un état sûr.
- du chapitre IX qui définit les programmes de contrôles et d'essais périodiques des matériels et systèmes importants pour la sûreté mis en œuvre pour vérifier leur disponibilité. En cas de résultat non satisfaisant, la conduite à tenir est précisée par les STE.
- du chapitre X qui définit le programme des essais physiques relatifs au cœur des réacteurs qui permettent d'assurer la surveillance du cœur pendant le redémarrage et l'exploitation du réacteur.

Les STE définissent le domaine de fonctionnement à respecter, c'est-à-dire les limites des paramètres physiques à respecter ainsi que les fonctions de sûreté qui doivent être disponibles. Un matériel ou système est disponible si et seulement si on peut démontrer qu'il est capable d'assurer les fonctions qui lui sont assignées avec les performances requises (délai de mise en service notamment). Une indisponibilité peut être :

- fortuite : découverte inopinée d'une anomalie de fonctionnement du matériel concerné;
- programmée : sa périodicité et sa cause sont connues et préétablies (réalisation du programme de maintenance préventive ou d'essais périodiques) ;
- autre : ni fortuite ni programmée. C'est le cas des indisponibilités occasionnées par la réalisation d'une modification par exemple.

Les essais périodiques décrits dans le chapitre IX des RGE concernent les systèmes élémentaires classés importants pour la sûreté de l'installation nucléaire. La réalisation satisfaisante des programmes d'essais périodiques des RGE est une des conditions qui permettent de déclarer que les matériels et systèmes sont disponibles.

L'existence d'une non-conformité à une règle des STE (dépassement d'une limite d'un domaine d'exploitation, indisponibilité d'un matériel requis) constitue un événement. Pour chaque domaine d'exploitation, les STE définissent la conduite à tenir à la suite d'un événement : état de repli, délai (d'amorçage) de repli ou délai de réparation.

Les paramètres d'exploitation sont mesurés en permanence et en cas de dépassement des critères prédéfinis, les automatismes déclenchent une alarme en salle de commande afin que les opérateurs puissent analyser la situation et prendre les dispositions de conduite qui sont notamment imposées par les STE. L'analyse des alarmes et des grandeurs physiques peut conduire l'opérateur à un diagnostic d'entrée dans une procédure incidentelle.

L'ensemble des sites nucléaires du parc EDF utilise aujourd'hui l'approche par état (APE). Cette conduite couvre tous les incidents ou accidents dits « thermo-hydrauliques » simples ou multiples, cumulés ou non avec des pertes de systèmes, des pertes de sources électriques ou des défaillances humaines. Son objectif prioritaire est la prévention du risque de fusion du cœur.

Dans le cas hypothétique où cette dernière surviendrait, la conduite du réacteur doit tenir compte d'une part des phénomènes nouveaux et complexes qui vont intervenir dans l'évolution de l'accident, d'autre part de la difficulté d'effectuer un diagnostic sur l'état du réacteur en situation fortement dégradée. L'objectif prioritaire devient la sauvegarde du confinement. La stratégie de conduite est alors portée par le GIAG : guide d'intervention en cas d'accident grave.

La décision d'entrée dans le GIAG, qui marque l'abandon des procédures de conduite APE, est prise sur des critères de température de sortie cœur et de débit de dose dans l'enceinte de confinement. Le Diesel d'ultime secours permet alors de secourir électriquement l'instrumentation permettant la mise en œuvre de la conduite en cas d'accident grave.

Enfin, EDF a déployé son référentiel de crise rénové en 2012 : PUI rationalisés et standardisés, création de nouveaux PUI (en particulier prenant en compte l'organisation et la gestion d'accidents multi-tranches) et des Plans d'Appuis et de Mobilisation dont la finalité est de gréer de façon structurée tout ou partie des équipes de crise en anticipation d'une agression prévisible.

Ce référentiel rénové accompagne les évolutions de l'organisation de crise qui découlent du retour d'expérience de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, avec une première échéance de déploiement prévue pour fin 2014.

Pour faire face aux situations d'urgence, l'organisation de crise choisie par EDF depuis le début de l'exploitation de son parc de production nucléaire repose sur les moyens humains et matériels mobilisables 24h/24 et 7j/7, sur appel d'une centrale nucléaire auprès du directeur national de crise.

L'organisation de crise créée à la suite du déclenchement comporte un niveau national et un niveau local. Cette organisation est structurée en équipes (ou postes de commandement – PC) qui couvrent les quatre grands domaines nécessaires à la gestion d'une crise (expertise, décision, action, communication).

6.3.2.2 Les mesures prises pour les installations du cycle du combustible

La sûreté des installations du cycle du combustible exploitées par AREVA est basée sur les grands principes de sûreté : responsabilité première de l'exploitant nucléaire, défense en profondeur, proportionnalité aux enjeux, analyse systémique de tous les risques... Le concept de défense en profondeur est le principe fondamental de sûreté des installations nucléaires. Il se caractérise par la mise en place des niveaux de protection définis sur la base des analyses préalables de risques. Ces niveaux reposent sur des spécificités techniques, une organisation, des procédures, des modes opératoires, et des compétences appropriées. Tout projet industriel, toute évolution de fonctionnement, toute modification d'une installation existante doit faire l'objet d'une analyse préalable des risques associés.

Dans ce cadre, AREVA se fixe des objectifs généraux de sûreté qui visent à minimiser l'impact potentiellement négatif de ses activités sur l'environnement de chaque site nucléaire durant toute la vie de l'installation, dans les situations envisageables. L'analyse de sûreté considère donc de façon systématique les différentes situations qui peuvent être rencontrées dans la vie d'une installation, qu'elles relèvent des conditions courantes ou incidentelles d'exploitation, ou de situations accidentelles.

Vis-à-vis de l'exposition radiologique de ses propres salariés et de l'ensemble des intervenants extérieurs présents dans ses installations, AREVA s'est fixé des objectifs homogènes au niveau mondial en ligne avec les meilleures pratiques. La démarche de protection radiologique s'appuie de façon systématique sur les principes de base de la radioprotection et la mise en œuvre d'une analyse ALARA adaptée et pertinente par rapport à la réalité de chaque situation de travail. L'efficacité de ces pratiques est démontrée par les résultats annuels d'AREVA en termes de dosimétrie des personnels et des intervenants extérieurs, publiés chaque année dans le rapport de l'Inspection Générale.

Au-delà de la stricte dimension technique des installations à concevoir et construire, AREVA intègre dès la phase de projet les facteurs organisationnels et humains dans ses analyses et principes de conception. Des documents prescriptifs au niveau du groupe définissent les requis internes en la matière, à la fois en termes d'études ergonomiques des installations ou poste de travail, mais aussi en termes de modes d'exploitation (règles générales d'exploitation, procédures et modes opératoires...).

Ces principes ont notamment été appliqués dans le cadre du renouvellement des installations industrielles dédiées à l'amont du cycle du combustible sur le site AREVA Tricastin et ont conduit à une réduction des potentiels de danger, ainsi qu'au renforcement des lignes de défense.

A la suite de l'accident de la centrale nucléaire de Fukushima Daiichi, AREVA a réexaminé la pertinence de l'architecture de sa démarche de défense en profondeur vis-à-vis de situations naturelles extrêmes, et des actions concrètes d'amélioration de la quatrième ligne de défense sont en cours d'études ou de déploiement. Ainsi des moyens de mitigation complémentaire visant à faire face à des accidents aggravés ont été définis, en généralisant aux usines du cycle du combustible la notion d'accidents graves utilisée pour les réacteurs. Un renforcement des dispositions de gestion de crise, qui concourent à la cinquième ligne de défense a été défini. Des dispositions visant à être en capacité dans un délai court de mobiliser les ressources de l'ensemble du Groupe en situation d'urgence sont en cours de déploiement, au travers de la Force d'Intervention Nationale AREVA (FINA).

6.3.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Les mesures prises par le CEA

La démarche de sûreté et la défense en profondeur

La conception et le dimensionnement des installations nucléaires reposent sur la mise en œuvre de barrières successives et du concept de « défense en profondeur ». Le CEA a mis en place une démarche de sûreté intégrant ces éléments sur l'ensemble de ses INB.

Cette démarche conduit ainsi à définir des conditions de fonctionnement accidentelles pour lesquelles des dispositions de conception sont mises en place sur les installations. Les agressions internes et externes sont également prises en compte.

Le concept de « défense en profondeur » est décliné en quatre niveaux de défense successifs :

- premier niveau : prévention des anomalies et des défaillances (qualité de réalisation,...),
- deuxième niveau : surveillance et maintien de l'installation dans le domaine autorisé,
- troisième niveau : limitation des conséquences des conditions de fonctionnement accidentelles avec la mise en œuvre sur l'installation de dispositifs de sauvegarde ou de sécurité,
- quatrième niveau : dispositions prévues par le PUI du Centre.

On peut répartir, dans ces niveaux, les lignes de défense successives et indépendantes mises en place pour se prémunir de la défaillance des dispositions techniques, humaines ou organisationnelles prévues pour assurer la sûreté de l'installation, ainsi que celles mises en place pour détecter et limiter les conséquences de ces défaillances.

Les conditions de fonctionnement accidentelles étudiées dans le référentiel de sûreté sont définies par un événement initiateur. Les études associées sont menées avec des hypothèses conservatives. Ce conservatisme couvre à la fois les hypothèses liées à l'état initial de l'installation ainsi que les règles d'études du scénario accidentel résultant de l'événement initiateur considéré.

L'élaboration du PUI repose sur l'identification de types d'accidents susceptibles de conduire à des rejets de matières radioactives dangereuses en quantités telles que des mesures de protection s'avèreraient nécessaires.

Mesures prises pour le RJH en cours de construction

Sur la base du rapport préliminaire de sûreté et des dossiers soumis à enquête publique, la demande d'autorisation de création de l'INB RJH a été adressée aux autorités nationales en mars 2006, accompagnée de la demande d'autorisation de rejets d'effluents et de prélèvements d'eau, conformément au décret n° 95-540 du 4 mai 1995.

La procédure d'enquête publique diligentée par le préfet s'est tenue sur huit communes environnantes du site de Cadarache durant les mois de novembre et décembre 2006.

Par ailleurs, le rapport préliminaire de sûreté du RJH a été examiné par le Groupe permanent réacteurs (GPR) lors de huit réunions qui se sont tenues de juin 2007 à juin 2008.

L'ensemble du processus a conduit à la présentation du projet de décret de création du réacteur à la Commission consultative des INB le 16 mars 2009. Le décret de création du RJH été signé par le Premier ministre le 12 octobre 2009 (décret n° 2009-1219).

Les travaux de génie civil se poursuivent et la mise en service du réacteur est actuellement programmée pour 2019.

En France, les exigences réglementaires qui s'appliquent aux réacteurs de recherche sont équivalentes à celles qui s'appliquent à d'autres installations nucléaires, notamment les réacteurs de puissance. L'analyse de leur démonstration de sûreté et les dispositions prises pour la garantir sont le fruit d'une « approche graduée » qui consiste à adapter les moyens à mettre en œuvre aux différents risques que ces installations peuvent présenter. Lorsque cela s'y prête, l'ASN peut s'appuyer sur des exigences qui

sont spécifiquement applicables aux réacteurs de recherche, ou à certains types d'opérations qui y sont conduites. Il s'agit d'adaptations d'exigences réglementaires existant par ailleurs.

La conception du RJH, comme les autres installations du CEA, est fondée sur le concept de défense en profondeur qui conduit à porter une attention particulière à tous les équipements assurant une fonction de sûreté, notamment le confinement en définissant des barrières entre les produits radioactifs et l'environnement extérieur de l'installation (cf. § 6.2.2).

Bien que le RJH soit de conception récente et ayant intégré le retour d'expérience acquis sur les autres réacteurs expérimentaux, la démarche des ECS a conduit le CEA à identifier des possibilités d'améliorations qui seront mises en œuvre, malgré le caractère avancé de la construction, pour renforcer la robustesse de l'installation face à certaines agressions externes. En outre, ces améliorations au stade de la conception/construction permettent de privilégier la prévention à la mitigation des conséquences d'éventuelles situations accidentelles. L'ASN a dans ce cadre publié par décision ASN n°2012-DC-0294 du 26 juin 2012 un certain nombre de prescriptions complémentaires.

Afin de faciliter le contrôle de l'avancement de la construction de ce réacteur, le CEA transmet trimestriellement, en application de la décision fixant les prescriptions pour la conception et la construction du RJH (décision ASN n°2011-DC-0226 du 27 mai 2011), un rapport d'avancement trimestriel du projet.

En exploitation

Un ensemble de procédures et de consignes, gérées par les services concernés, garantissent que les opérations réalisées au sein des INB se font dans le respect des règles applicables, règles auxquelles les prestataires doivent aussi se conformer. L'exploitant doit s'assurer que les prestataires respectent ces règles.

Le CEA a été autorisé à mettre en œuvre un dispositif d'autorisations internes depuis 2002. Le cadre de ce dispositif, qui concernait alors une quinzaine d'installations, réacteurs, laboratoires ou installations « supports », et les modalités de mise à jour du référentiel ont fait l'objet de deux guides de l'ASN.

Le retour d'expérience de près de 10 ans de mise en œuvre de ce système a permis d'enrichir le contenu des critères relatifs aux autorisations internes et de renforcer la robustesse du processus. Il a aussi permis de confirmer l'efficacité de ce système et n'a pas mis en lumière d'écart significatif.

Les dispositifs expérimentaux conçus et exploités dans les réacteurs de recherche répondent de la même manière à des exigences de sûreté très strictes.

Afin de vérifier le bon fonctionnement des éléments importants pour la protection de chaque INB et d'assurer leur disponibilité, des contrôles et essais périodiques sont réalisés sur ces matériels et systèmes. Leur périodicité est précisément définie et peut être calendaire ou événementielle.

Sur chacun des centres CEA, des unités de support technique rassemblent des compétences dans les différents métiers mis en œuvre pour le fonctionnement des installations. Ces unités de support technique contractualisent avec les prestataires auxquels les installations font appel pour la maintenance des différents équipements. Ces unités de support technique sont différentes des unités de soutien en matière de sûreté nucléaire, dont la compétence est sollicitée en tant que de besoin.

La réalisation satisfaisante de ces essais, conformément à leur périodicité, permet de déclarer que les éléments concernés sont disponibles. L'entretien systématique a pour but de se prémunir contre les défaillances de ces matériels et de les maintenir dans un état permettant d'assurer leur fonction avec les performances requises. Cette maintenance préventive est réalisée périodiquement de même que les contrôles et essais périodiques, conformément à des modes opératoires validés et accompagnés d'une analyse de risque lorsque l'intervention est susceptible d'avoir un impact sur la sûreté.

Hors situation normale de fonctionnement, l'analyse des alarmes et les paramètres d'exploitation mesurés sur l'installation, retransmis en salle de commande, peuvent amener les opérateurs à entrer dans une consigne incidentelle ou accidentelle.

Ces procédures décrivent la conduite à tenir lors de telles situations, les objectifs étant d'amener et de maintenir l'installation dans un état sûr et de limiter les conséquences de l'incident ou accident.

Les règles de conduite à tenir dans le cas de situations incidentelles et accidentelles sont décrites dans les RGE. Au niveau de chaque installation du CEA, les écarts, ainsi que leur traitement, sont tracés dans des fiches. Les services support sont également à l'origine de l'ouverture de fiches d'écart.

Les mesures prises par l'ILL

La démarche de sûreté et la défense en profondeur

Comme pour les réacteurs du CEA, la conception et le dimensionnement du RHF reposent sur la mise en œuvre de barrières successives et du concept de « défense en profondeur ». Entre 2009 et 2011, le RHF a également renforcé sa défense en profondeur en ajoutant un nouveau circuit de sauvegarde pour prévenir et limiter les conséquences d'un accident de fusion de cœur. Entre 2012 et 2016, l'ILL va poursuivre le renforcement de sa défense en profondeur avec la réalisation des travaux définis suite à l'évaluation complémentaire de sûreté post-Fukushima.

En exploitation

L'organisation mise en place par l'ILL pour l'exploitation du RHF repose sur des principes directeurs qui permettent de garantir que le niveau de qualité requis est obtenu et maintenu, et d'en apporter la preuve :

- **Principe I** : l'exploitant définit le domaine d'application de l'organisation de la qualité en identifiant les activités et les matériels intéressant la sûreté et en définissant, pour chacun d'entre eux, les exigences requises. Ces activités et matériels sont dits à « qualité surveillée » (AQS et MQS) ;
- **Principe II** : les agents qualifiés pour exercer une activité à « qualité surveillée » sont désignés par le chef d'exploitation. Ces agents sont dits « habilités » ;
- **Principe III** : toute « activité à qualité surveillée » est exécutée suivant des documents écrits, élaborés à l'avance, et son exécution donne lieu à des comptes rendus écrits. Ces documents sont dits à « qualité surveillée ». À ce titre ils subissent un contrôle technique, ou contrôle interne, et un contrôle gestionnaire, ou contrôle externe ;
- **Principe IV** : les documents à qualité surveillée sont tenus à jour et conservés pendant une durée garantie dépendant de l'importance du document ;
- **Principe V** : les résultats d'une activité à qualité surveillée sont vérifiés sous le double aspect technique, ou contrôle de la qualité, et gestionnaire, ou surveillance de la qualité. Cette vérification fait l'objet d'un compte rendu ;
- **Principe VI** : les fonctions « exécution » et « vérification » sont séparées et confiées à des agents différents. La fonction surveillance de la qualité est indépendante des fonctions d'exploitation ;
- **Principe VII** : au minimum deux audits de fournisseurs sont programmés chaque année.

Les mesures prises par ITER Organisation Internationale

Le principe de la défense en profondeur est appliqué pour la conception de l'installation ITER afin de se prémunir ou de réduire la fréquence d'occurrence de situations incidentelles ou accidentelles résultant de défaillances d'équipements et d'agressions internes ou externes.

Les dispositions de sûreté sont prises pour chaque niveau de défense en profondeur afin de maintenir efficacement les barrières mises en place entre les matières radioactives et le personnel, le public et l'environnement durant les phases d'exploitation normales, incidentelles et accidentelles de l'installation.

Même si l'installation ITER est la première installation nucléaire de base de fusion, la conception prend en compte le retour d'expérience international en ce qui concerne l'exploitation des autres installations existantes de fusion (concept du tokamak), des installations utilisant le tritium et des installations nucléaires pour les aspects non spécifiques à la fusion. La conception et la fabrication d'ITER s'appuient également sur des études de recherche et développement en cours ou précédemment conduites et validées, engagées pour soutenir les analyses de sûreté et conforter leur démonstration.

De plus, la conception de l'installation prend également en compte les facteurs humains à travers notamment la mise en œuvre d'un plan d'intégration des facteurs humains.

6.4 Priorité à la sûreté

6.4.1 Les demandes et contrôles de l'autorité de réglementation

Conformément à la mission qui lui est confiée, l'ASN a demandé dès l'origine aux exploitants d'INB de mettre en place une organisation permettant d'assurer que la première priorité est donnée à la sûreté nucléaire.

L'importance donnée à la sûreté est soulignée dans la loi TSN et dans les textes pris en application de cette loi tels que l'arrêté du 7 février 2012. Ces textes fixent les principes et objectifs que l'exploitant de toute INB doit prendre en compte pour établir sa politique de sûreté. En application de l'arrêté du 7 février 2012, cette politique doit affirmer explicitement :

- la priorité accordée à la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement⁹, en premier lieu par la prévention des accidents et la limitation de leurs conséquences au titre de la sûreté nucléaire, par rapport aux avantages économiques ou industriels procurés par l'exploitation de son installation ou à l'avancement des activités de recherche liées à cette exploitation ;
- la recherche permanente de l'amélioration des dispositions prises pour la protection de ces intérêts.

La déclinaison de cette politique dans le système de management intégré et sa mise en œuvre à tous les stades de la conception, la construction, l'exploitation et du démantèlement des installations concourent à son amélioration continue. Le management de la sûreté doit s'intégrer dans le système de management général de l'entreprise afin de garantir la protection des intérêts mentionnés par le code de l'environnement en accordant la priorité à la prévention des accidents à la limitation de leurs conséquences.

L'ASN attend des exploitants nucléaires qu'ils définissent et mettent en œuvre un système de management intégrant la sûreté autour de principes tels que le management par la qualité, l'amélioration continue, la gestion du retour d'expérience, la rigueur des pratiques d'intervention, la prise en compte des facteurs organisationnels et humains, la complémentarité des contrôles, l'engagement des individus.

Dans le but de mettre en perspective et d'expliciter certaines prescriptions de l'arrêté INB, l'ASN a soumis à la consultation du public le projet de décision relatif « la politique en matière de protection des

⁹ À savoir : la sécurité, la santé et la salubrité publiques, la protection de la nature et de l'environnement

intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement et au système de management intégré »¹⁰.

En outre, le code de l'environnement impose à tout exploitant d'une INB l'établissement d'un rapport annuel qui expose notamment les dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection. Ce rapport est rendu public et est transmis à la CLI et au HCTISN.

L'ASN contrôle la politique et le système de management de la sûreté (aux niveaux local et national) des exploitants nucléaires chaque année à plusieurs niveaux :

- elle vérifie que les engagements pris sont respectés, notamment lorsqu'ils conduisent à la mise en œuvre d'actions concrètes dans les installations concernées ;
- elle examine, dans le cadre des instructions de sujets génériques à forts enjeux, les organisations mises en place par l'exploitant et leurs modes de fonctionnement, y compris sous l'angle managérial ;
- elle analyse les méthodes d'évaluation de l'efficacité du management de la sûreté des titulaires d'autorisations, les leviers d'amélioration qu'ils identifient et les gains apportés, par les modifications organisationnelles mises en œuvre.

Le contrôle de l'ASN s'appuie également sur les évaluations faites à sa demande par l'IRSN et les groupes permanents d'experts.

Dans ce cadre, l'ASN a enclenché le processus d'examen du management de la sûreté au sein du groupe AREVA pour les INB que le groupe exploite. Fin 2012, l'ASN a transmis à AREVA ses conclusions et assure depuis le suivi des actions sur la base des éléments régulièrement transmis par AREVA. Une inspection des services centraux d'AREVA a eu lieu fin 2013 afin de vérifier la mise en œuvre des actions et notamment l'analyse du déploiement de son processus global de retour d'expérience.

L'avis du GPR a été également sollicité en 2013 sur la thématique du management de la sûreté et de la radioprotection lors des arrêts de réacteur.

L'ASN publie son avis et son analyse sur la politique et le management de la sûreté dans les rapports annuels sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France¹¹.

6.4.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation

6.4.2.1 Les mesures prises pour les centrales électronucléaires

La culture de sûreté

La responsabilité d'exploitant nucléaire au sein d'EDF SA s'exerce à quatre niveaux principaux : le Président Directeur Général, le Directeur Exécutif du groupe en charge de la Production et de l'Ingénierie, le Directeur de la Division Production Nucléaire (DPN), responsable de l'exploitation de l'ensemble du parc nucléaire français, et chaque Directeur de centrale nucléaire. Dans le cas particulier d'une installation en déconstruction sur un site isolé, la fonction de représentant de l'exploitant nucléaire EDF SA est reprise par le Directeur de la Division Ingénierie Nucléaire, lui-même placé sous l'autorité du Directeur Exécutif du Groupe en charge de la Production et de l'Ingénierie.

Compte tenu de l'importance de l'ensemble des activités nucléaires d'EDF et de ses responsabilités et implications dans l'exploitation de réacteurs en France, mais aussi en Grande Bretagne et aux Etats Unis, le Groupe EDF s'est doté en 2012 d'une Politique Sûreté Nucléaire qui s'applique à l'ensemble de

¹⁰ <http://www.asn.fr/Reglementer/Consultations-du-public/Consultations-du-public-en-cours/Projet-de-decision-de-l-ASN-relative-a-la-politique-en-matiere-de-protection-des-interets>

¹¹ <http://www.asn.fr/index.php/S-informer/Publications/Rapport-annuel-de-l-ASN>

ses activités, au sein de chaque société du Groupe, opératrices d'installations nucléaires (conception et construction de nouveaux projets, exploitation des parcs existants, maintenance, gestion des déchets, déconstruction, ingénierie). Cette politique s'inspire des guides et référentiels internationaux (AIEA SF-1 et GRS-3, INSAG 4 pour la culture sûreté, INSAG 13 pour le management de la sûreté, INSAG 18 pour la maîtrise des changements) et vise à réaffirmer au niveau du Groupe la priorité à la sûreté et à aider chaque manager à l'incarner auprès de tous, en associant les partenaires industriels. Elle traduit que, dans le contexte d'aujourd'hui, le développement de la culture de sûreté est une exigence absolue qui doit inciter l'ensemble des acteurs au sein du Groupe EDF à encore mieux et davantage tenir compte des dimensions humaines et organisationnelles pour fiabiliser les situations d'exploitation et à prendre en compte les enseignements des événements survenus dans le passé qui ont affecté la sûreté afin de renforcer le système de management de la sûreté au sein du Groupe. La responsabilité de la mise en œuvre de cette politique au sein de chaque unité ou société du Groupe repose sur la ligne managériale correspondante.

Une évaluation de sûreté indépendante est mise en place au niveau de chaque site, de chaque société et du Groupe. Dans le domaine de la sûreté, la Mission Sûreté Qualité (MSQ) au niveau des centrales nucléaires, l'Inspection Nucléaire (IN) au niveau de la division production nucléaire, l'Inspection Générale pour la Sûreté Nucléaire et la Radioprotection (IGSNR) au niveau de la Présidence constituent ces entités indépendantes, pour le compte respectivement du Directeur de site, du Directeur de la DPN, du Directeur de la Direction production ingénierie (DPI) et du Président Directeur Général du groupe EDF.

Ainsi, sur la base du dispositif construit par étapes successives depuis le début du Parc nucléaire, EDF a cherché à renforcer encore davantage la culture de sûreté de chacun, en favorisant les principales attitudes suivantes.

La priorité à la sûreté est portée par chaque manager

La nouvelle politique sûreté du groupe, publiée en 2012, réaffirme la priorité sûreté en vue d'un usage durable de l'énergie nucléaire, avec un principe clair de responsabilité et de contrôle à tous les niveaux de l'entreprise, et des engagements forts en matière de compétences, comportement et culture de sûreté, recherche du progrès permanent, ouverture aux meilleures pratiques internationales, préparation aux situations d'urgence, et transparence et dialogue. Cette politique est diffusée et portée auprès de chaque agent et de chaque prestataire.

Dans cette même perspective, une nouvelle version du guide management de la sûreté de 2004 tient compte de l'avancement du domaine, en particulier de la mise en place d'un système de management intégré sur les sites et du déploiement du projet performance humaine (pratiques de fiabilisation des interventions, visites terrain des managers, exploitation des visites terrain).

La nouvelle version du guide management de la sûreté présente l'historique du dispositif de management de la sûreté (ce qui est particulièrement important en phase de renouvellement générationnel), les principes clés du management de la sûreté, et enfin l'auto-questionnement aux différents niveaux de management.

Une incitation à développer une attitude interrogative et prudente, où le doute est légitimé

Pour aider au développement de la culture de sûreté sur le terrain, par chaque agent et prestataire durant son intervention, EDF a mené un projet performance humaine avec un volet concernant l'appropriation de pratiques de fiabilisation des interventions : préjob briefing, minute d'arrêt, autocontrôle, contrôle croisé, communication sécurisée, débriefing. Ces différentes pratiques visent à réduire l'occurrence d'erreurs humaines, certaines comme la minute d'arrêt sont là pour légitimer le fait d'arrêter l'intervention en cas de doute face aux conditions réelles de réalisation de l'activité, et ainsi maîtriser les risques.

Une attitude qui favorise la remontée des problèmes et difficultés

Être au plus près de la réalité du terrain, connaître et favoriser la remontée des problèmes et difficultés sont au cœur de ce qui a motivé le développement des deux autres volets du projet performance humaine. Tout d'abord, aller sur le terrain est l'occasion de renforcer positivement les comportements attendus, mais aussi, d'identifier les écarts et d'échanger sur les difficultés. Ensuite, la mise en place de boucles d'analyses pour traiter rapidement les problèmes, mais aussi, repérer des tendances et identifier des signaux faibles. Ceci est porté par le projet REX en cours de déploiement.

Une prise de décision qui assure la primauté de la sûreté

EDF a poursuivi le renforcement du processus de prise de décision afin d'assurer la primauté de la sûreté. En effet, depuis le début des années 2000, la mise en œuvre d'OSRDE (Observatoires Sûreté Radioprotection Disponibilité Environnement) est favorisée, afin d'identifier les conditions dans lesquelles les prises de décision sont faites. En complément, un travail a été mené depuis quelques années, à partir du document INPO « Prise de décision efficace » pour mettre en place systématiquement les conditions favorables à une bonne prise de décision.

Le contrôle et la vérification

Un système de contrôle et de vérification est mis en place au niveau de chaque entité. Le contrôle doit d'abord être mis en œuvre par la ligne opérationnelle, dont c'est la responsabilité. En outre, des actions de vérification sont assurées par des entités indépendantes.

Par ailleurs, toutes les unités sont auditées à différents niveaux :

- par l'entité d'audit de la DPI, qui effectue périodiquement des audits portant sur la mise en œuvre de la politique de contrôle interne au sein des unités et des évaluations du patrimoine des unités, selon les dimensions techniques, organisationnelles et humaines.
- par l'Inspection Nucléaire, entité d'audit de la DPN. Ces évaluations, réalisées tous les quatre ans, consistent à évaluer le niveau de sûreté, de radioprotection et d'environnement en comparant les performances réelles des organisations et le référentiel d'exigences établi par la direction de la DPN, puis à émettre des recommandations à toute la ligne hiérarchique pour améliorer encore la sûreté.
- par l'association mondiale des exploitants nucléaires (WANO) à travers des revues de pairs. Ces revues consistent en un programme d'évaluation d'une centrale, couvrant les domaines techniques et managériaux, réalisé par des pairs exploitants étrangers. Elles sont aussi l'occasion d'échanges productifs entre l'équipe d'évaluation et les exploitants de la centrale visitée. Depuis 2012, la fréquence des revues par les pairs est augmentée progressivement pour atteindre une fois tous les 4 ans sur chaque centrale en 2015. En 2013, les sites du Blayais, de Civaux et de Paluel ont accueilli des missions de revues WANO.
- par l'AIEA, à travers des missions OSART avec un audit spécifique de préparation de l'inspection nucléaire mené 18 mois à deux ans avant (1 mission OSART par an pour la DPN). Une mission « Corporate OSART », dédiée à l'examen du fonctionnement des services centraux d'EDF, est prévue fin 2014.

Tous ces moyens d'évaluation, étendus à la fois en périmètre et en profondeur, aident la direction de la DPN à définir ses orientations prioritaires pour renforcer en permanence la sûreté, à inter-comparer les centrales, à renforcer le management de la sûreté et à améliorer les performances globales du parc. Ils sont aussi une bonne opportunité pour les ingénieurs et cadres de participer aux évaluations WANO et AIEA à l'étranger et d'y observer de bonnes pratiques. C'est pourquoi le Groupe EDF encourage ces évaluations et cherche à augmenter le nombre de cadres qui y participent.

6.4.2.2 Les mesures prises pour les installations du cycle du combustible

AREVA a formalisé ses engagements dans le domaine de la sûreté nucléaire et de la radioprotection dans une Charte Sûreté Nucléaire, qui vise à garantir l'exigence d'un haut niveau de sûreté tout au long de la vie des installations.

La responsabilité première de l'exploitant est clairement affichée dans cette charte : chaque directeur d'établissement est responsable de la sûreté et de la radioprotection dans son établissement. Les niveaux de délégation de responsabilité sont établis au sein de chaque entité, en lien avec la ligne hiérarchique opérationnelle et dans la limite des compétences attribuées. Ils intègrent, le cas échéant, les spécificités nationales. L'organisation en place permet de répondre aux exigences légales et réglementaires, notamment dans les domaines de la sûreté nucléaire, de la radioprotection et de la sécurité des transports.

Les contrôles internes, au-delà des contrôles techniques dits de « niveau zéro », sont réalisés par du personnel indépendant des équipes d'exploitation :

- ceux de « premier niveau » sont exécutés pour le compte du directeur de l'entité, et visent essentiellement à vérifier que le référentiel de sûreté et le système de délégations sont correctement appliqués ;
- ceux de « deuxième niveau » sont effectués par le corps des inspecteurs de sûreté, nommément désignés par le Directoire.

Toute personne travaillant dans les installations, salariée du groupe ou de l'un de ses sous-traitants, est informée des risques liés à son poste de travail, et des dispositions prises en termes de prévention et de maîtrise de ces risques. Elle a un devoir d'alerte si elle constate un dysfonctionnement caractérisé ou un manquement à une obligation légale. Elle bénéficie des mêmes protections, quel que soit son statut. Elle est formée et intervient dans la mise en œuvre des actions de prévention des risques et d'amélioration de la sûreté.

AREVA s'attache à fournir une information fiable et pertinente permettant à chacun d'apprécier de façon objective l'état de sûreté de ses installations. Conformément aux dispositions de la loi TSN, les sites nucléaires établissent et diffusent chaque année un rapport relatif à la sûreté nucléaire. Ce rapport est soumis au comité d'hygiène, de sécurité et des conditions de travail (CHSCT) de l'établissement avant publication. Par ailleurs, en application des dispositions de la charte de sûreté nucléaire, l'Inspection Générale rédige un rapport annuel sur l'état de sûreté des installations du groupe, qui est présenté à la Direction Générale (EMB), au Conseil de surveillance du Groupe, et rendu public.

Ces principes portés par la Charte Sûreté Nucléaire d'AREVA s'inscrivent dans une démarche de progrès continu. Dans le cadre plus global de son plan d'action stratégique 2016, des objectifs d'amélioration de la sûreté nucléaire ont été définis par AREVA à l'horizon 2016 vis-à-vis de la sûreté des installations, de la sûreté de l'exploitation et du management de la sûreté.

AREVA a par ailleurs adhéré à WANO en 2012, en tant qu'exploitant de La Hague. Cette participation aux travaux de WANO va contribuer aux processus d'amélioration continue de l'exploitation déployés par l'établissement, grâce au partage d'expérience internationale, à l'échange des bonnes pratiques et aux revues de pairs. Celles-ci sont des exercices très approfondis (25 pairs sur site pendant trois semaines), pratiqués par des professionnels de l'exploitation suivant des procédures rigoureuses. La Hague a accueilli sa première revue de pairs en juin 2014.

6.4.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Les mesures prises par le CEA

Pour garantir la sûreté nucléaire le CEA tient compte de la grande variété des installations, liée à la variété des programmes de recherche menés par le CEA et à leur évolution dans le temps et, en conséquence, de la diversité des risques potentiels. Depuis 2006, le CEA a adopté une politique de sûreté qu'il décline au travers d'un plan triennal. Cette démarche a permis la mise en place de contrats formalisant, à l'intérieur des unités et à différents niveaux hiérarchiques, des objectifs de sûreté et de radioprotection précis et les moyens associés. Le CEA s'est ainsi également engagé dans une démarche d'auto-évaluation par le biais d'un certain nombre d'indicateurs de suivi de la sûreté et du bon fonctionnement de l'organisation.

La sûreté nucléaire constitue la priorité du CEA. Le niveau de sûreté atteint par le CEA repose sur la réalisation des trois conditions suivantes :

- une organisation claire dans laquelle tout acteur, à chaque niveau, est formé, sensibilisé et responsabilisé pour remplir le rôle qui lui est clairement attribué (voir la présentation de l'organisation ci-dessous ;
- une culture de sûreté enseignée, entretenue et développée ;
- des acteurs professionnels, compétents et aptes à travailler en équipes.

Au niveau central, l'administrateur général fixe les grandes orientations en matière de sûreté et met en place les mesures visant d'une part à la mise en œuvre des dispositions et des prescriptions législatives, réglementaires et particulières applicables, et d'autre part à l'organisation de la sûreté nucléaire du CEA. Il rend des arbitrages sur les décisions stratégiques.

L'administrateur général est assisté par la direction de la protection et de la sûreté nucléaire (DPSN), pour la sûreté nucléaire, la radioprotection, les transports. Cette direction, qui fait partie du pôle « maîtrise des risques », définit pour le CEA la politique de sûreté, politique basée sur une démarche de progrès.

Le directeur de l'énergie nucléaire, assisté par la direction de la qualité et de l'environnement, décline et suit l'application de la politique de sûreté du CEA dans toutes les installations nucléaires.

Les éléments de doctrine existants sont rassemblés dans le manuel CEA de la sûreté nucléaire. Ils comprennent :

- des circulaires qui sont des directives de la direction générale ;
- des recommandations qui visent à définir la doctrine du CEA.

Au niveau local, les directeurs des centres et les chefs d'installations constituent la ligne d'action ; ils veillent à l'application de la politique de sûreté explicitée dans chaque installation dont ils ont la responsabilité.

La fonction de contrôle est assurée par des entités distinctes de celles qui constituent la ligne d'action. La fonction de contrôle consiste à vérifier l'efficacité et l'adéquation des actions menées et de leur contrôle technique interne. Des unités de soutien en sûreté nucléaire, à caractère généraliste, constituent, au niveau des centres, un renfort aux installations.

Au niveau de l'administrateur général, la fonction de contrôle est assurée par l'inspection générale et nucléaire (IGN) du pôle « maîtrise des risques ». L'IGN effectue des inspections programmées (environ une dizaine par an) et des inspections réactives en lien avec des événements significatifs. Le directeur de l'IGN peut décider sa saisine sur des sujets opportuns.

Le CEA a renforcé les dispositions d'organisation de la radioprotection dans les opérations réalisées par des entreprises prestataires.

Par ailleurs, le CEA continue de renforcer certains axes de progrès parmi lesquels :

- l'organisation du soutien technique aux installations dans certains domaines d'expertise comme le séisme, le génie civil, la criticité et le facteur humain ;
- les dispositions organisationnelles relatives à la maîtrise des prestataires.

Les mesures prises par l'ILL

La sûreté nucléaire a toujours été et reste la priorité de l'ILL. Le niveau de sûreté atteint par l'ILL repose sur l'organisation suivante :

- une unité radioprotection directement rattachée au directeur de l'Institut ;
- une division réacteur, dont le chef, par délégation du directeur, assure la responsabilité de l'exploitation et de la sécurité du réacteur et de ses annexes, ainsi que l'assurance de la qualité de cette exploitation.

Parmi l'ensemble des activités, certaines d'entre elles, dont la liste est définie, sont dites « à qualité surveillée » (AQS) et doivent faire l'objet d'une procédure particulière. Par principe, les AQS sont soumises à un double contrôle, conformément à l'arrêté INB :

- contrôle de premier niveau : c'est un contrôle essentiellement d'ordre technique, pour garantir que le résultat visé dans l'AQS est obtenu. Il est effectué, normalement, à l'intérieur du groupe fonctionnel chargé d'effectuer l'AQS ;
- contrôle de deuxième niveau : au niveau de la division réacteur, des contrôles complémentaires, éventuellement faits par sondage, portent sur le double aspect technique et gestionnaire de l'AQS. Ces contrôles externes sont effectués par l'échelon assurance de la qualité mis en place dans la division réacteur.

Les mesures prises par ITER Organisation Internationale

Les textes fondateurs du projet ITER mettent en exergue la priorité donnée à la sûreté nucléaire. ITER est conçu, construit et sera exploité en considérant la sûreté nucléaire comme une exigence essentielle. La protection des travailleurs, du public et de l'environnement est une préoccupation prédominante.

Parmi l'ensemble des activités effectuées dans le cadre de l'installation ITER, certaines d'entre elles sont dites « importantes pour la protection ». Ces activités sont identifiées et doivent faire l'objet d'une procédure de suivi particulière. A ce stade, elles concernent essentiellement la conception, les activités de recherche et développement et la fabrication des structures et composants importants pour la protection.

6.5 Ressources humaines et financières des titulaires d'autorisation

6.5.1 Les ressources humaines

6.5.1.1 Les demandes et contrôles de l'autorité de réglementation

L'arrêté du 7 février 2012 exige des exploitants d'INB qu'ils établissent et mettent en œuvre une politique en matière de protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement¹². Cette politique définit des objectifs, précise la stratégie de l'exploitant pour les atteindre et les ressources qu'il s'engage à y consacrer.

En outre, l'exploitant doit préciser comment il organise ses capacités techniques, à savoir s'il les détient en interne, dans des filiales ou *via* des tiers avec qui il doit formaliser des accords ; les plus fondamentales doivent être détenues par l'exploitant ou une de ses filiales.

¹² À savoir : la sécurité, la santé et la salubrité publiques, la protection de la nature et de l'environnement

En conséquence, l'ASN attend des exploitants qu'ils disposent d'une expertise et de compétences techniques adaptées pour l'exploitation des INB, la maintenance des équipements et matériels et la gestion des incidents et accidents.

Le contrôle de l'ASN en matière de ressources humaines s'appuie sur les inspections et évaluations réalisées avec l'appui de l'IRSN et des groupes permanents d'experts qui sont réalisées sur le thème des facteurs humains et organisationnels et sur le thème du management de la sûreté. Les ressources humaines sont également contrôlées lors d'inspections spécifiques. L'ASN s'attache notamment à contrôler l'organisation mise en place pour gérer les compétences et les emplois et en particulier le renouvellement des compétences, les recrutements et la formation.

6.5.1.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation

6.5.1.2.1 Les mesures prises pour les centrales électronucléaires

Fin 2012, l'effectif de la division production nucléaire (DPN) d'EDF, en charge de l'exploitation des réacteurs nucléaires, est d'environ 21000 personnes, réparties entre les 19 centrales en exploitation, et les 2 unités nationales d'ingénierie. Les ingénieurs et cadres représentent 35% des effectifs (7400 personnes), les agents de maîtrise 62% (13100 personnes) et les agents d'exécution 3% (700).

A ces 21000 personnes, s'ajoutent les ressources humaines d'EDF consacrées à la conception, aux constructions neuves, à l'ingénierie du parc en exploitation et aux fonctions de support, et à la déconstruction des réacteurs nucléaires :

- environ 4 500 ingénieurs et techniciens de la division ingénierie nucléaire (DIN) répartis dans les collèges cadres (75%) et maîtrise (25%) ;
- près de 170 ingénieurs et techniciens de la division combustible nucléaire (DCN) ;
- plus de 600 ingénieurs et techniciens de la division EDF recherche et développement (EDF R&D).

Dans le cadre du développement de la culture du sûreté, la politique de responsabilisation mise en place dans l'entreprise conduit au fait qu'une grande majorité du personnel consacre une part significative de son temps et de ses activités à la sûreté nucléaire et à la radioprotection.

En se limitant aux personnels dont la mission et les activités s'exercent exclusivement dans le domaine de la sûreté nucléaire, ce sont plus de 450 personnes qu'il faut considérer.

L'ordre de grandeur du nombre des personnels consacrés aux activités de sécurité et de radioprotection est d'environ 950 personnes.

6.5.1.2.2 Les mesures prises pour les installations du cycle du combustible

A fin 2013, le groupe AREVA employait 45 340 salariés dont 40 000 dans le nucléaire.

La hiérarchie des unités a la responsabilité de décider de l'affectation du personnel compétent à l'exécution des tâches requises et donc d'apprécier sa compétence. Pour ce faire, elle se réfère à la formation initiale, à l'expérience et identifie la nécessité de formation complémentaire et de qualification ou d'habilitation pour des tâches spécifiques. Elle reçoit le soutien des services compétents de la Direction des ressources humaines et de ses prolongements fonctionnels dans les établissements, qui ont la charge de pourvoir à la formation et d'en conserver l'enregistrement.

Des actions de formation, d'évaluation des compétences et d'information sont mises en œuvre à tous les niveaux hiérarchiques. Ces actions intègrent les problématiques Sûreté – Sécurité – Environnement. Des outils d'évaluation de la culture de sûreté sont déployés au sein du Groupe.

Le personnel d'AREVA est expérimenté et son turn-over limité. Ceci garantit un haut niveau de qualification opérationnelle, au service de la sûreté des installations.

6.5.1.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Les mesures prises par le CEA

Le CEA, organisme public de recherche créé en 1945, a mis en place en 2001 une organisation basée sur la création de quatre « pôles » correspondant à ses grands domaines d'activité. Chaque pôle opérationnel est doté de moyens lui permettant de développer, planifier et contrôler l'ensemble de ses activités.

Dans chaque installation, un ingénieur de sûreté est en poste ; il s'agit d'un ingénieur connaissant l'installation et expérimenté dans l'analyse et le traitement des dossiers de sûreté. L'installation est aussi dotée d'une compétence en criticité, en retour d'expérience et en facteurs organisationnels et humains.

De plus, le suivi, la supervision et la coordination des dossiers de sûreté sont assumés par différents contributeurs qui sont :

- la cellule de sûreté nucléaire de chaque centre ;
- la direction de la protection et de la sûreté nucléaire.

Sur chaque centre, les ressources humaines requises pour ces activités nécessitent de 10 à 20 ingénieurs.

Ils s'appuient sur des équipes de spécialistes du CEA et fournissent aux chefs d'installation et aux chefs de projets une assistance pour mener à bien des études de sûreté complexes, étudier des thèmes à caractère générique, assurer la cohérence des approches de sûreté et, en définitive, permettre au CEA d'exercer sa capacité d'expertise autonome. Ils ont également en charge la capitalisation de l'expérience acquise lors de la réalisation d'études de sûreté afin d'assurer le maintien et le développement de son savoir-faire et de son autonomie technique.

L'organisation mise en place au CEA depuis plusieurs années a permis de contribuer à une meilleure lisibilité des responsabilités et des missions des unités, notamment en matière de continuité de la ligne d'action, d'indépendance de la fonction de contrôle et d'identification d'une fonction d'assistance aux installations.

Pour ce qui concerne la gestion prévisionnelle des emplois et des compétences (GPEC), le dispositif mis en œuvre s'appuie principalement sur les revues de personnel et les plans d'emploi, qui consistent à établir les besoins futurs en postes et les mouvements de salariés pressentis, ce qui permet par la suite de piloter les recrutements et mobilités en cohérence avec les besoins.

Cette gestion est abordée suivant deux approches complémentaires :

- une approche collective pour une gestion prospective de l'emploi en cohérence avec les programmes du CEA. L'objectif est d'anticiper les besoins tant d'un point de vue qualitatif que quantitatif et d'adapter les ressources humaines à l'évolution des besoins liés aux programmes et aux activités ;
- une approche individuelle centrée sur le développement de compétences et des parcours professionnels. Celle-ci s'appuie sur un dispositif d'entretien annuel entre le salarié et sa hiérarchie, ainsi que sur l'organisation de revues de personnel afin de favoriser l'adéquation entre les souhaits d'évolution professionnelle exprimés par les salariés et les besoins des programmes et activités.

L'actualisation des compétences nécessaires à la conduite des programmes et à l'exploitation des installations est annuelle et s'accompagne d'une vision prospective sur plusieurs années. Elle fait notamment ressortir les flux prévisionnels de départs et de réintégrations.

Les mesures prises par l'ILL

Pour répondre aux besoins dans le domaine de la sûreté, l'ILL dispose depuis 2008 d'un deuxième ingénieur sûreté, également directement rattaché au chef de la division réacteur.

Pour assurer la surveillance de l'installation et le suivi radiologique du personnel, l'effectif de l'unité de protection contre les rayonnements comprend 9 personnes dirigées par un ingénieur radioprotection.

Pour assurer la surveillance de l'environnement l'ILL s'est doté d'un nouveau laboratoire depuis 2010, son effectif comprend 7 techniciens dirigés par un ingénieur. Ce contrôle était précédemment assuré par le CEA Grenoble dont les matériels ont été transférés à l'ILL. Le CEA a assuré la formation du personnel pendant l'année précédant ce transfert d'activité à l'ILL.

Afin de réaliser les actions post-Fukushima, l'ILL s'est doté d'une structure projet qui mobilise aussi bien les services de l'ILL que des personnels d'entreprises extérieures. Un ingénieur sûreté supplémentaire a été embauché pour la durée de ce projet qui couvre la période 2012-2016.

Les mesures prises par ITER Organisation Internationale

La capacité technique de l'équipe projet d'ITER repose sur les connaissances de scientifiques et de techniciens issus d'instituts mondiaux de recherche sur la fusion associés au projet, d'installations de fusion ou d'installations nucléaires dont les caractéristiques sont proches d'ITER.

Le processus de recrutement s'attache à considérer deux éléments qui sont essentiels pour les compétences de l'équipe projet et pour la pérennité de ces compétences :

- d'une part recruter des ingénieurs, scientifiques et techniciens ayant une forte compétence en fusion, sciences nucléaires, exploitation ou conduite de projet,
- d'autre part recruter des jeunes diplômés qui pourront acquérir et maintenir ces compétences tout au long de la construction puis de l'exploitation d'ITER.

A cela s'ajoutent deux facteurs :

- le choix de l'implantation d'ITER à proximité d'un centre de recherche impliqué dans la fusion et exploitant une vingtaine d'installations nucléaires,
- la capitalisation des connaissances à travers le retour d'expérience partagé de tous les partenaires.

6.5.2 Les ressources financières

6.5.2.1 Les demandes et contrôles de l'autorité de réglementation

L'article L. 593-7 du code de l'environnement prévoit que l'autorisation de création d'une INB « prend en compte les capacités techniques et financières de l'exploitant ». Ces capacités doivent lui permettre de conduire son projet dans le respect des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 du code de l'environnement, « en particulier pour couvrir les dépenses de démantèlement de l'installation et de remise en état, de surveillance et d'entretien de son lieu d'implantation ou, pour les installations de stockage de déchets radioactifs, pour couvrir les dépenses d'arrêt définitif, d'entretien et de surveillance ».

L'arrêté du 7 février 2012 prévoit des dispositions pour que l'exploitant nucléaire ait des ressources – notamment financières – adaptées pour définir, mettre en œuvre, maintenir, évaluer et améliorer un système de management intégré. Il prévoit également que la politique en matière de sécurité, de santé et salubrité publiques, de la protection de la nature et de l'environnement définisse les ressources que l'exploitant nucléaire s'engage à y consacrer.

A l'instar du contrôle mis en œuvre pour ce qui concerne les ressources humaines, le contrôle de l'ASN en matière de ressources financières s'appuie sur les inspections et évaluations réalisées avec l'appui

de l'IRSN et des groupes permanents d'experts qui sont réalisées sur le thème du management de la sûreté.

Dans le cas particulier des installations de recherche publique, les ressources sont sensibles au contexte budgétaire de l'État. Si la source de financement que constitue l'État offre certaines garanties, elle conduit parfois à des arbitrages pouvant remettre en cause la pérennité de certaines installations. Les rénovations et remises au niveau des exigences de sûreté actuelles, à la suite des réexamens de sûreté, exigeant souvent des travaux de grande envergure, restent difficiles et longues. L'ASN veille ainsi à ce que les contraintes budgétaires n'aient pas de conséquence en matière de sûreté et de radioprotection pour le fonctionnement de ces installations.

Par ailleurs, la loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 met en place un dispositif relatif à la sécurisation des charges nucléaires liées au démantèlement des INB et à la gestion des combustibles usés et déchets radioactifs.

Le dispositif juridique vise à sécuriser le financement des charges nucléaires, en respectant le principe « pollueur-payeur ». C'est donc à l'exploitant nucléaire de prendre en charge ce financement, via la constitution d'un portefeuille d'actifs dédiés à hauteur des charges anticipées. Ceci se fait sous contrôle direct de l'État, qui analyse la situation du titulaire de l'autorisation et peut prescrire les mesures nécessaires en cas de constat d'insuffisance ou d'inadéquation. Dans tous les cas, l'exploitant reste responsable du bon financement de ses charges de long terme.

Le cadre juridique prévoit que l'exploitant nucléaire évalue, de manière prudente, les charges de démantèlement de ses installations ou, pour les installations de stockage de déchets radioactifs, leurs charges d'arrêt définitif, d'entretien et de surveillance. Il évalue également les charges de gestion de ses combustibles usés et de ses déchets radioactifs. Dans ce cadre, il remet à l'Etat des rapports triennaux et des notes d'actualisation annuelles qui sont soumis à un examen conjoint du MEDDE et de l'ASN.

6.5.2.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation

6.5.2.2.1 Les mesures prises pour les centrales électronucléaires

En 2013, le Groupe EDF a réalisé un chiffre d'affaires consolidé de 75,6 milliards d'euros, un excédent brut d'exploitation de 16,8 milliards d'euros et un résultat net courant de 4,1 milliards d'euros.

En France, la production nette d'électricité par EDF en 2013 a été de 462 TWh, dont 403,7 TWh issu de la production nucléaire (63,13 GWe), 42,6 TWh hydraulique (20 GWe) et 15,6 TWh fossile (14,7 GWe), sur un total de 550,9 TWh tous producteurs confondus.

Concernant la production nucléaire en France, les investissements opérationnels relatifs à la maintenance nucléaire se sont élevés en 2012 à près de 3,1 milliards d'euros. Le Groupe augmentera ses investissements dans le parc nucléaire d'ici 2015 en vue de renforcer la sûreté et permettre une exploitation efficiente du parc en accroissant la production. La maintenance sera ainsi privilégiée avec une montée en puissance du programme de remplacement des gros composants comme les alternateurs, les transformateurs ou les générateurs de vapeur (3,4 à 3,6 milliards d'euros d'ici 2015) qui vise à permettre la prolongation de la durée de fonctionnement des centrales au-delà de 40 ans dans des conditions optimales de sûreté et d'exploitation. Cela s'est par exemple concrétisé en 2011 par la signature de contrats pour la rénovation des systèmes de contrôle commande de sûreté pour les réacteurs de 1300 MWe et pour la commande de 44 générateurs de vapeur. C'est l'objet du « Grand Carénage », programme prévu dans le projet du parc en exploitation, Génération 2020. Enfin, le Groupe intégrera les enseignements liés à l'accident de la centrale de Fukushima, conformément aux prescriptions de l'ASN, et prévoit d'investir un montant global de l'ordre de 10 milliards d'euros, pour répondre aux prescriptions de l'ASN.

Par ailleurs, pour sécuriser le financement de ses engagements nucléaires de long terme, EDF a mis en place dans les années passées un portefeuille d'actifs affectés de façon exclusive à la couverture des provisions liées à la déconstruction des centrales nucléaires et à l'aval du cycle du combustible. Ils représentaient au 31 décembre 2013 une valeur de réalisation de 21,7 milliards d'euros, en regard de 21 milliards d'euros de coût actualisé des obligations nucléaires de long terme (part des provisions devant être couverte par des actifs dédiés), ce qui permet d'atteindre l'objectif de couverture par le portefeuille d'actifs dédiés de la totalité des engagements nucléaires de long terme en application de la loi du 28 juin 2006.

EDF considère que l'ensemble des éléments présentés ci-dessus montre qu'il dispose des ressources financières pour les besoins de la sûreté de chaque installation nucléaire pendant toute la durée de son exploitation.

6.5.2.2.2 Les mesures prises pour les installations du cycle du combustible

Le chiffre d'affaires 2013 du Groupe AREVA est de 9 240 M€. Les activités d'exploitant nucléaire sont portées principalement par les Business Group Amont et Aval (activités du cycle du combustible), qui concourent à hauteur de 42,5 % au chiffre d'affaires et 82,4 % de l'excédent brut d'exploitation. Les ressources financières du groupe permettent de couvrir les besoins nécessaires à la maîtrise des activités exercées.

Ces ressources contribuent par ailleurs à la constitution de la couverture financière des obligations à long terme intrinsèques aux activités nucléaires.

Le montant des provisions pour risques en matière d'environnement y compris le démantèlement et le réaménagement des installations et sites miniers, le démantèlement des installations nucléaires, la reprise et le conditionnement de déchets radioactifs, le stockage des déchets ultimes, l'assainissement courant, ainsi que la dépollution et la remise en état des sites industriels et des mines, s'établit au 31 décembre 2013 à 6 857 millions d'euros. La part des provisions au titre du démantèlement des installations nucléaires et de la reprise et du conditionnement des déchets s'élève à 6 437 millions d'euros, dont 6 238 millions d'euros à la charge d'AREVA. La loi du 28 juin 2006 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs impose un taux de couverture des provisions pour opérations de fin de cycle par les actifs dédiés de 100% depuis le 28 juin 2011. Au 31 décembre 2013, le ratio de couverture s'élevait à 102 %.

AREVA fournit un service de traitement aux électriciens qui restent propriétaires de leurs déchets : AREVA possède donc peu de déchets en propre.

6.5.2.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Les mesures prises par le CEA

Le financement du CEA provient de trois sources principales différentes :

- la subvention de l'Etat ;
- les recettes externes (ventes de brevet, accords de coopération...) ;
- le fonds dédié pour l'assainissement et le démantèlement.

Les installations de recherche exploitées par le CEA, comme tous les grands organismes de recherche publics, peuvent être affectées dans leurs ressources par le contexte budgétaire de l'État. Si la source de financement que constitue l'État offre certaines garanties (subvention), elle conduit parfois à certains arbitrages. Les rénovations et remises au niveau des exigences de sûreté actuelles, à la suite des réexamens de sûreté, sont susceptibles de conduire sur certaines installations anciennes à des travaux de grande envergure. Ces opérations peuvent ainsi se prolonger sur de nombreuses années. Le CEA veille à ce que ces contraintes budgétaires n'aient pas de conséquence en matière de sûreté et de radioprotection pour le fonctionnement des installations de recherche. Un contrat d'objectifs et de

performance CEA-Etat présente l'organisation de l'activité du CEA sur quatre années pour répondre aux orientations stratégiques fixées par l'Etat.

En 2006, le CEA a mis en place une démarche de suivi des principaux projets (grands engagements relatifs à la sûreté et à la radioprotection) et en rend compte à l'ASN, au travers d'un outil de pilotage performant et transparent pour l'ASN, en particulier pour le processus de prise de décision. Cet outil doit ainsi permettre une meilleure maîtrise des programmes complexes, à forts enjeux de sûreté nucléaire et de radioprotection, et de protéger ces projets, en nombre limité, des éventuels aléas budgétaires.

La démarche des « grands engagements », mise en œuvre par le CEA, est un outil pérenne qui est complété régulièrement par de nouveaux « grands engagements ». Tout report doit, d'une part, être dûment justifié, d'autre part, faire l'objet d'échanges en amont avec l'ASN.

A titre d'exemple, plus de 25 millions d'euros sont consacrés à la sûreté et à la radioprotection des réacteurs de recherche du CEA. Cette évaluation ne tient pas compte des travaux qui sont réalisés dans le cadre des ECS.

Par ailleurs, des provisions liées au démantèlement des installations nucléaires et correspondant au coût total de l'opération dans le cas où le CEA a la qualité d'exploitant nucléaire de l'installation, ou à défaut de la quote-part qui lui est imputable du fait de sa participation passée à un programme ou de l'exploitation conjointe d'une installation, sont constituées dès la mise en service actif de l'installation.

La contrepartie des provisions est portée à l'actif du bilan en immobilisations dans un compte « Actifs de démantèlement » qui comporte plusieurs rubriques en fonction des financements attendus.

Le Conseil d'Administration du CEA du 27 juin 2001 a pris la décision de constituer un Fonds dédié aux charges de démantèlement et d'assainissement des installations civiles du CEA, dont la dotation initiale a été constituée par l'affectation d'un versement de dividende exceptionnel et par l'affectation d'une quote-part de titres détenus par le CEA.

Une convention cadre signée en 2010 entre le CEA et l'Etat garantit l'équilibre du bilan de long terme de ce fonds dédié.

Les mesures prises par l'ILL

L'ILL est leader mondial en recherche neutronique. Son budget annuel est d'environ 90 M€ dont 20% sont consacrés aux investissements aussi bien pour les grosses maintenances, les jouvences ou travaux neufs sur le réacteur, que pour la modernisation continue des instruments scientifiques.

Les mesures prises par ITER Organisation Internationale

Le financement d'ITER est assuré à travers un accord international qui prévoit une participation de chacun de ses sept partenaires. L'accord distingue les quatre phases du projet : conception, construction, exploitation, démantèlement.

En ce qui concerne le démantèlement, il sera sous la responsabilité du pays hôte, la France. En cohérence avec la loi n° 2006-739 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs du 28 juin 2006 et les obligations de l'organisation ITER, un fonds financier sera mis en place et approvisionné pendant la phase d'exploitation, pour prendre en charge les opérations de démantèlement, la gestion des déchets et la surveillance de l'installation après l'arrêt des expérimentations. Cette provision, d'un montant total de 530 millions d'euros (valeur en euros année 2000 hors taxe), sera constituée par l'ensemble des partenaires ITER tout au long des 20 ans d'exploitation de l'installation (26,5 millions d'euros par an pendant 20 ans). Cette valeur sera actualisée pendant la phase d'exploitation.

7. Article 7 : Compétences et qualifications en matière de sûreté nucléaire

Les États membres s'assurent que le cadre national en vigueur exige de toutes les parties qu'elles prennent des dispositions en matière d'éducation et de formation pour leur personnel ayant des responsabilités en matière de sûreté des installations nucléaires afin de maintenir et de continuer de développer les compétences et qualifications en matière de sûreté nucléaire.

7.1 Compétences et qualifications des titulaires d'autorisation

7.1.1 Le contrôle de l'autorité de réglementation

L'ASN définit les facteurs sociaux, organisationnels et humains (FSOH) comme l'ensemble des éléments des situations de travail et de l'organisation qui vont avoir une influence sur l'activité de travail des opérateurs. Les FSOH constituent des éléments essentiels de la sûreté devant être considérés tout au long de la vie d'une INB.

Les éléments considérés relèvent de l'individu et de l'organisation du travail dans laquelle il s'inscrit, des dispositifs techniques et plus largement de l'environnement de travail, avec lesquels l'individu interagit.

Le contrôle de l'ASN en matière de FSOH s'appuie principalement sur les inspections qui portent sur les actions entreprises par l'exploitant pour améliorer l'intégration des FSOH dans toutes les phases du cycle de vie d'une INB. 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. Plus précisément, la qualité et la mise en œuvre du système de gestion des emplois, des compétences, de la formation et des habilitations sont contrôlées. Il en est de même pour les moyens, les compétences et la méthodologie engagés pour la mise en œuvre par les titulaires d'autorisation de démarches FSOH.

Lors de ses inspections, l'ASN accorde une grande importance à l'organisation mise en place pour gérer les compétences et les emplois et en particulier le renouvellement des compétences, les recrutements et la formation.

A titre d'exemple, au cours d'inspections réalisées en 2012, l'ASN a constaté que le CEA de Cadarache n'avait pas suffisamment évalué les conséquences de la réduction significative et rapide des effectifs d'AREVA NC dans les installations. Or, cette réduction avait un impact sur les compétences au sein du CEA et nécessitait une nouvelle évaluation de ses besoins. L'ASN a mis en demeure le CEA de Cadarache de mettre en place une surveillance d'AREVA NC et de renforcer la gestion des compétences liées à la sûreté du démantèlement de certaines INB. Les mesures mises en œuvre par le CEA ont été jugées satisfaisantes par l'ASN.

En plus des inspections, le contrôle de l'ASN dans le domaine des FSOH s'appuie sur les évaluations faites à sa demande par l'IRSN et les GPE.

Enfin, l'ASN contrôle le système de management de la sûreté des titulaires d'autorisation, qui doit apporter un cadre et un support aux décisions et actions qui concernent, directement ou par effet induit, des enjeux de sûreté (cf. § 6.5).

L'ASN anime le Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (CoFSOH), instance d'échanges pluridisciplinaires mise en place pour faire progresser les réflexions sur trois axes prioritaires, à savoir le renouvellement des effectifs et des compétences des exploitants, l'organisation du recours à la sous-traitance et la recherche sur ces thèmes.

7.1.2 Les mesures prises par les titulaires d'autorisation

7.1.2.1 Les mesures prises pour les centrales électronucléaires

Depuis 2006, EDF travaille en profondeur pour sécuriser les compétences et trajectoires d'effectifs, avec la mise en place d'une démarche de gestion prévisionnelle des emplois et compétences, basée sur des principes homogènes pour l'ensemble des centrales nucléaires et élaborée à partir de la réalité du terrain par itérations successives. Ces éléments font l'objet d'un suivi, d'un pilotage et d'un contrôle spécifique.

Les effectifs sont actuellement en augmentation, pour accompagner le renouvellement des compétences actuellement en cours, mettre en œuvre les projets du parc nucléaire en exploitation, et renforcer les compétences en matière de gestion d'un accident grave (avec par exemple la création de la FARN -force d'action rapide du nucléaire). Les recrutements ont été très nombreux ces dernières années : en 5 ans, près de 5500 nouveaux salariés ont rejoint la DPN (25% des effectifs). Le volume de pépinières est d'aujourd'hui de 2700 personnes (près de 13% des effectifs).

Les volumes de formation sont également en forte augmentation depuis 5 ans : ils ont été multipliés par 2, passant de 1.2 millions d'heures en 2007 à 2.7 millions d'heures en 2012. Les cursus de formations initiales ont été enrichis et adaptés à ce nouveau contexte avec la création de cursus dits "Académies savoir communs du nucléaire", ainsi que des cursus revus pour chaque métier spécifique. En complément, des formations réactives sont déployées sur les sites à partir du retour d'expérience issu des autres exploitants internationaux.

De même, pour ce qui concerne l'ingénierie, la Division Ingénierie Nucléaire (DIN) pilote depuis 2006 une démarche « plan de développement de la compétence clé ingénierie nucléaire » (PDCC), impliquant les unités de la DIN et d'autres divisions de la DPI et de la R&D. Cette démarche veille au bon développement des compétences des métiers de l'ingénierie et permet d'alimenter, par une vision transverse et prospective, les réflexions des unités sur les choix en matière de gestion prévisionnelle des emplois et compétences.

Les nouveaux entrants à la DIN sont intégrés dans un cursus de formation de 5 semaines sur les savoirs communs de l'ingénieur « études » (fonctionnement, culture de sûreté et de qualité, sécurité et radioprotection...).

7.1.2.2 Les mesures prises pour les installations du cycle du combustible

L'exploitation est assurée en conformité avec le référentiel d'exigences de l'installation, décrit dans son référentiel de sûreté.

L'accompagnement des opérateurs et un contrôle régulier de l'application ou de la connaissance de toute nouvelle procédure est de la responsabilité de l'encadrement opérationnel de proximité, pour notamment assurer la maîtrise des situations particulières des postes de travail, sous la responsabilité du chef d'installation.

Cette démarche d'accompagnement est aussi importante dans les chantiers de démantèlement dont l'environnement et les conditions d'exécution sont en perpétuelles évolutions, au fur et à mesure de l'avancement de la déconstruction des équipements. En effet, il est alors fréquent que la maîtrise des risques liés à ces interventions repose en partie sur des règles opératoires, qui doivent minimiser le risque potentiel d'erreur humaine. Il est alors important que la compréhension et la justification des contraintes d'exploitation soient perçues à leur juste valeur des enjeux par ceux qui sont en charge de les mettre en œuvre. Sur les installations en exploitation continue, les équipes de conduite et de maintenance sont assistées par des ingénieurs sûreté d'exploitation en poste.

Au niveau le plus opérationnel, des dispositifs de formation par compagnonnage sont en place, permettant un transfert des savoirs des plus anciens et une montée en compétence progressive des nouveaux arrivés.

Avec la mise en place du programme Safety Excellence, créé en 2012 et piloté par les Directions 3SDD Sûreté – Santé - Sécurité et Développement Durable, AREVA renforce aussi la sensibilisation et la formation aux sujets sûreté, sécurité et environnement de son encadrement opérationnel.

Un parcours dédié de formation continue a notamment été mis en place pour les directeurs de sites et chefs d'installation.

Pour les directeurs de site, ce parcours comprend un module consacré spécifiquement au management de la sûreté-santé-sécurité-environnement (M3SE). Quarante directeurs de site ou adjoints avec une délégation opérationnelle ont suivi ce module en 2013, en vue de maintenir à jour leur connaissance des évolutions permanentes en la matière et de faciliter le partage de leur expérience opérationnelle.

Pour les futurs chefs d'installation, un parcours de formations obligatoires préalable à la nomination a été mis en place. En particulier, ce parcours comprend deux modules et un travail personnel consacrés spécifiquement au management de la sûreté-santé-sécurité-environnement (M3SE). A ce jour, 60 chefs d'installation ont suivi ce parcours, 40 ont prévu de le suivre en 2014.

En plus des formations réglementaires et des formations aux risques et à la culture de sûreté-sécurité dispensées au niveau des Exploitants et des sites, le Groupe a défini et dispense des formations spécifiques à la sûreté nucléaire, aux facteurs organisationnels et humains (FOH) et à la sécurité au travail pour des populations cibles : les ingénieurs sûreté avec un module d'ingénieur généraliste sûreté nucléaire (IGSN), les managers de proximité avec des modules de formation à l'analyse d'événement ou de sensibilisation aux FOH, les membres de Comités de Direction avec un module de sensibilisation à l'organisation et à la gestion des situations de crise. En 2013, plus de 300 collaborateurs ont suivi ces formations.

En 2014, des modules de formation vont être ajoutés à la panoplie des outils de formation continue mis en œuvre au sein d'AREVA, destinés aux préventeurs de risques professionnels requis par les évolutions de la réglementation applicable en termes de sécurité du travail, et aux chargés de surveillance des intervenants extérieurs. Cela concerne de l'ordre de 500 collaborateurs.

7.1.2.3 Les mesures prises pour les réacteurs de recherche

Les mesures prises par le CEA

Les compétences et la culture de sûreté des différents acteurs de la sûreté sont des éléments essentiels pour le maintien d'un bon niveau de sûreté des installations.

La DPSN assure la maîtrise d'ouvrage de formations liées à la sûreté. Dans ce cadre, elle a la charge d'élaborer les programmes de formation, avec l'appui des pôles de compétences.

Les formations principales portent à ce jour sur les domaines suivants :

- la préparation à la fonction de Chef d'INB ;
- la sûreté nucléaire ;
- la criticité ;
- les facteurs humains et organisationnels ;
- la culture de sûreté.

Le taux de participation à ces formations permet de s'assurer que, dans chaque installation, un ingénieur de sûreté est en poste. Il s'agit d'un ingénieur connaissant l'installation et expérimenté dans l'analyse et le traitement des dossiers de sûreté. L'installation est aussi dotée d'une compétence en criticité.

Conformément aux exigences de l'arrêté INB et du chapitre « ressources humaines » de la norme ISO 9001-version 2000, les compétences des personnes affectées à des postes importants pour la sûreté sur une INB doivent être garanties.

Les principes retenus pour la procédure de qualification et d'habilitation sont :

- la séparation des responsabilités de qualification et d'habilitation ;
- la reconnaissance de la qualification par un responsable qui fait appel, s'il le juge utile, à des spécialistes ;
- la reconnaissance de la qualification, notamment par validation des compétences acquises au cours des expériences professionnelles et pas seulement par la formation ;
- la prise en compte de la diversité des moyens d'acquisition de compétences (formations initiale et professionnelle, expérience professionnelle, auto-formation, tutorat) ;
- la traçabilité des décisions de qualification et d'habilitation.

Préalablement à leur prise de fonctions, les chefs d'installation suivent une formation spécifique couvrant les aspects suivants : le management des hommes et des opérations, la sûreté nucléaire au CEA et, en exploitation, les responsabilités juridiques de l'exploitant, la radioprotection et la gestion des déchets.

De plus, le suivi, la supervision et la coordination des dossiers de sûreté sont assumés par différents contributeurs qui sont :

- la cellule de sûreté nucléaire de chaque centre;
- la direction de la protection et de la sûreté nucléaire.

Les ressources humaines requises pour ces activités nécessitent de 10 à 20 ingénieurs sur chaque site.

Il est fait appel, pour certains aspects des dossiers techniques, à des experts relevant d'un ou plusieurs pôles de compétence mis en place au sein du CEA et animés par la DPSN.

A titre d'exemple, des formations ciblées ont été mises en place en matière de prise en compte des FOH dans les activités présentant à la fois un enjeu de sûreté et une composante FOH significative.

On pourra également se reporter au § 6.5.1.2.

Les mesures prises par l'ILL

La division réacteur a la charge d'exploiter le réacteur et ses annexes. Étant donné l'importance particulière pour la sûreté que présentent ces activités d'exploitation, et conformément aux dispositions de l'arrêté INB, il est mis en place une organisation d'assurance de la qualité destinée à garantir que le niveau de qualité requis est obtenu et maintenu, et permettre d'en apporter la preuve. L'un des principes directeurs retenus spécifie que les agents qualifiés pour exercer une activité à « qualité surveillée » sont désignés par le chef d'exploitation. Ces agents sont dits « habilités ».

De plus, les dispositions prises par le RHF dans le domaine des FOH suivent, dans les grandes lignes, celles du CEA. Les deux institutions ont des relations régulières dans ce domaine. Le Responsable Assurance Qualité de l'ILL dépend maintenant directement du Chef de la Division réacteur et est totalement indépendant de l'exploitation.

Les mesures prises par ITER Organisation Internationale

Les personnes d'ITER exerçant des responsabilités en matière de sûreté nucléaire ont les compétences et les qualifications nécessaires.

Le processus de recrutement, l'organisation, la définition des responsabilités de chacun, l'évaluation annuelle et les formations contribuent au maintien et au développement des compétences et qualifications en matière de sûreté nucléaire.

7.2 *Compétences et qualifications de l'autorité de réglementation*

L'ASN considère que la compétence constitue l'une des conditions de sa crédibilité. En particulier, la gestion des compétences des inspecteurs de l'ASN est fondée sur un cursus formalisé de formations, notamment techniques, et d'expérience professionnelle préalables à leur habilitation en tant qu'inspecteurs. Ce référentiel de formation, qui est évolutif, est adapté aux missions de chaque inspecteur. En complément, depuis 1997, l'ASN habilite parmi ses inspecteurs un certain nombre d'inspecteurs en tant qu'inspecteurs « confirmés ». Cette habilitation constitue la reconnaissance formelle d'un niveau de compétences avancées qui s'appuie sur des formations et une expérience professionnelle complémentaires à celles requises pour être habilité inspecteur. Cette habilitation repose sur l'avis d'une commission spécialement créée en 1997 et placée auprès du directeur général de l'ASN.

De manière complémentaire aux formations continues, le compagnonnage, ainsi que la formation initiale, constituent des éléments d'acquisition des compétences que l'ASN favorise et souhaite encore développer.

Au-delà de la compétence de ses inspecteurs, l'ASN s'attache à ce que chaque agent, quels que soient ses missions et son positionnement, puisse développer ses compétences en ayant accès à diverses formations.

En 2013, près de 4100 jours de formation ont ainsi été dispensés aux agents de l'ASN. Le coût financier des stages assurés par des organismes autres que l'ASN s'est élevé à 520 k€.

8. Article 8 : Information du public

Les États membres veillent à ce que les informations en lien avec la réglementation de la sûreté nucléaire soient mises à la disposition des travailleurs et de la population. Il s'agit notamment de veiller à ce que l'autorité de réglementation compétente informe le public dans les domaines relevant de sa compétence. Les informations sont mises à la disposition du public conformément à la législation nationale et aux obligations internationales, à condition que cela ne nuise pas à d'autres intérêts, notamment la sécurité, reconnus par la législation nationale ou les obligations internationales.

La loi relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (loi TSN) du 13 juin 2006 a significativement étendu les dispositions en matière d'information du public. Ainsi, elle dispose que toute personne a le droit d'obtenir, directement auprès de l'exploitant d'une INB, des informations sur les risques liés à l'exposition aux rayonnements ionisants et sur les mesures de sûreté et de radioprotection. Elle impose également à tout exploitant d'INB l'élaboration d'un rapport annuel portant notamment sur les dispositions prises en matière de sûreté et de radioprotection. La loi confie à l'ASN une mission particulière d'information du public dans ces domaines de compétences. Elle a également créé le HCTISN qui est une instance nationale d'information, de concertation et de débat sur les activités nucléaires, leur sûreté et leur impact sur la santé des personnes et sur l'environnement. La loi a généralisé les Commissions locales d'information (CLI) auprès des INB qui ont une mission générale de suivi, d'information et de concertation en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et d'impact des activités nucléaires sur les personnes et l'environnement. Le HCTISN et les CLI sont des instances pluralistes dans lesquelles les parties prenantes sont représentées.

8.1 Mesures prises par l'autorité de réglementation

L'information relative à la sûreté nucléaire, composante de l'information relative à l'environnement, fait l'objet de la plus grande transparence. La loi garantit « le droit du public à une information fiable et accessible en matière de sécurité nucléaire » (article L. 125-12 du code de l'environnement). Le droit à l'information en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection concerne l'ensemble des champs d'activité de l'ASN et en particulier :

- l'information du public sur les événements survenus dans les INB ou lors de transports de substances radioactives et sur les rejets, normaux ou accidentels, des INB ;
- l'information des travailleurs sur leur exposition radiologique individuelle ;
- l'information des patients sur l'acte médical, notamment son volet radiologique.

Des dispositions sont prévues pour protéger le cas échéant et notamment la sécurité publique ou le secret en matière commerciale et industrielle. En cas de refus de communication d'un exploitant, le demandeur peut saisir la Commission d'accès aux documents administratifs (CADA), autorité administrative indépendante, qui donne un avis sur le bien-fondé du refus.

Le site Internet de l'ASN (www.asn.fr) donne accès à l'ensemble des textes nationaux et internationaux (lois, règlements, conventions, normes, guides, etc.) encadrant la sûreté nucléaire et la radioprotection. Les principales actions, décisions et prises de position de l'ASN ainsi que les avis d'incidents sont également disponibles sur ce site.

Depuis 2002, www.asn.fr met à disposition les lettres de suite des inspections réalisées par l'ASN dans les INB. L'ASN a étendu cette publication à l'ensemble de ses lettres de suite d'inspection ; son site Internet en regroupe aujourd'hui plus de 11 000.

En outre, depuis 2008, l'ASN publie sur son site les avis et recommandations des Groupes permanents d'experts placés auprès d'elle.

L'ASN associe le public à son processus de prise de décision en développant les consultations via www.asn.fr. Cette démarche s'inscrit dans le cadre de l'évolution du régime juridique applicable à la participation du public relative à l'élaboration des projets d'aménagement ou d'équipement ayant une incidence importante sur l'environnement (article L. 120-1 du code de l'environnement).

L'ASN publie chaque année, conformément aux exigences de la loi, le *Rapport de l'ASN sur l'état de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en France*. Ce document fait l'objet d'une présentation au Parlement ainsi qu'aux médias.

L'action de l'ASN s'inscrit dans un paysage institutionnel qui comprend un grand nombre d'acteurs, notamment des parlementaires et des élus locaux. *La Lettre de l'ASN* est destinée aux parlementaires, élus locaux, hauts fonctionnaires, associations, CLI, exploitants et journalistes. Elle entretient des liens étroits et réguliers avec les médias internationaux, nationaux et régionaux, de même qu'avec les grands exploitants nucléaires ou les utilisateurs de rayonnements ionisants de l'industrie et de la santé. Elle élabore des publications spécifiques, organise et participe à des séminaires et rencontres afin de renforcer la connaissance de la réglementation et la culture de sûreté et de radioprotection. Enfin, elle publie une revue spécialisée, *Contrôle*, envoyée à plus de 10 000 abonnés en France et à l'étranger. *Contrôle* présente le point de vue de l'ASN et donne aux parties prenantes l'occasion d'exprimer leurs opinions.

Le Centre d'information de l'ASN propose la consultation de plus de 3 000 documents relatifs à la sûreté nucléaire et la radioprotection. La possibilité est offerte de consulter sur place des documents administratifs tels que les dossiers d'enquête publique, des études d'impact ainsi que les rapports annuels des exploitants. En 2013, le centre d'information du public de l'ASN a répondu à plus de 1 920 sollicitations du public : demandes de transmission de documents administratifs, d'informations relatives à l'environnement, d'envois de publications, de recherches documentaires, de prises de position.

Enfin, le code de la santé publique prévoit la création d'un Réseau national de mesures de la radioactivité de l'environnement (RNM) qui répond à un double objectif :

- de transparence des informations, par la mise à disposition du public des résultats de cette surveillance et des informations sur l'impact radiologique des activités nucléaires en France,
- de qualité pour les mesures de la radioactivité dans l'environnement, par l'instauration d'un agrément des laboratoires, délivré par décision de l'ASN.

Le RNM a lancé le 2 février 2010 un site Internet présentant les résultats de la surveillance de la radioactivité dans l'environnement et des informations sur l'impact sanitaire du nucléaire en France. Afin de garantir la qualité des mesures, seules les mesures réalisées par un laboratoire agréé ou par l'IRSN peuvent être communiquées au Réseau national de mesures.

Le site Internet permet ainsi d'obtenir des informations sur la radioactivité, sur le Réseau national de mesures et un accès à la base de données qui regroupe l'ensemble des mesures de radioactivité effectuées sur le territoire national (soit près de 600 000 mesures). Le réseau national de mesures est accessible sur www.mesure-radioactivite.fr.

8.2 Mesures prises par les titulaires d'autorisation

8.2.1 Mesures prises par l'exploitant de centrales électronucléaires

EDF veille à informer le public du fonctionnement des installations, des événements techniques et des activités concernant cette forme d'énergie en général et en particulier sur les aspects sûreté.

La politique menée par EDF vise à ce que le dialogue et la transparence se traduisent par la mise à disposition d'informations sur les événements et leurs impacts éventuels. Cette politique de dialogue et de transparence est conduite vis-à-vis du personnel et de ses représentants, des sous-traitants, des

instances de contrôle, des interlocuteurs locaux, notamment des Commissions Locales d'Information (CLI), et de toutes les autres parties prenantes de la sûreté nucléaire.

A titre d'exemple, ces actions de transparence et communication recouvrent différentes modalités: rapport annuel, réunions et visites thématiques de la CLI, rencontres avec les élus, communiqués de presse, lettres mensuelles d'information, centre d'information du public, espace site internet (www.edf.com), numéro vert, réponses aux demandes d'information du public sur les mesures de sûreté et de radioprotection prises.

En particulier, au titre de la loi TSN, chaque site est amené à publier un rapport annuel qui décrit notamment les dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, les incidents et accidents en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, la nature et les résultats des mesures des rejets radioactifs et non radioactifs dans l'environnement, la nature et la quantité de déchets radioactifs entreposés sur le site de l'installation. Ce rapport est rendu public et transmis à la CLI.

8.2.2 Les mesures prises par l'exploitant des installations du cycle du combustible

AREVA rend compte de ses engagements par la mise à disposition du public des valeurs de rejets et des résultats de la surveillance de l'environnement, régulièrement via le site internet www.aveva.com mais aussi via le réseau national de mesure de la radioactivité dans l'environnement.

De plus, chaque INB du groupe AREVA publie annuellement :

- au titre de son arrêté d'autorisation de rejets, un rapport annuel public qui présente notamment l'état des prélèvements d'eau annuels et le bilan du contrôle des milieux de prélèvement, l'état des rejets annuels, l'estimation des doses reçues par la population du fait de l'activité exercée au cours de l'année écoulée. Les rapports relatifs à l'année 2013 sont disponibles sur le site Internet du groupe.
- au titre de l'article 21 de la loi TSN de 2006, un rapport qui expose notamment les dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, les incidents et accidents, la nature et les résultats des mesures des rejets radioactifs et non radioactifs, la nature et la quantité de déchets radioactifs entreposés sur le site de l'installation, ainsi que les mesures prises pour en limiter le volume et les effets sur la santé et sur l'environnement, en particulier sur les sols et les eaux. Les rapports relatifs à l'année 2013 sont disponibles depuis le 30 juin 2013, et mis en ligne sur le site Internet AREVA (www.aveva.com). Conformément aux textes réglementaires, ils ont fait l'objet d'une présentation au CHSCT du site concerné. Il est adressé au HCTISN, aux représentants de l'Autorité de sûreté nucléaire, de la CLI ainsi qu'à un large public de parties prenantes externes et internes (élus, journalistes, fournisseurs, ...).

Le groupe AREVA publie également annuellement un document de référence, le rapport annuel ainsi qu'un rapport sur l'état de sûreté des installations nucléaires. L'ensemble de ces documents est disponible sur son site internet.

En France, les Commissions Locales d'Information donnent lieu à des échanges directs avec les principales parties prenantes locales (élus, associations, experts...), au travers notamment de réunions. Ces réunions, auxquelles la presse est également conviée, sont l'occasion de présenter l'actualité des sites AREVA et de faire un bilan des actions menées en matière d'environnement, de sécurité et de sûreté. AREVA a participé à 14 réunions de CLI au cours de l'année 2013.

8.2.3 Mesures prises par les exploitants de réacteurs de recherche

Les mesures prises par le CEA

Une CLI (cf. § 8.3) est en place auprès de chaque centre du CEA ; le CEA tient les commissions régulièrement informées des activités de recherche, de l'évolution de la situation réglementaire des installations, ainsi que des événements relatifs à la sûreté nucléaire et à la radioprotection.

Les suites de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi, et tout particulièrement les ECS, ont fait l'objet de présentations spécifiques de la part du CEA et ont été largement débattues au sein des CLI.

La direction générale du CEA participe chaque année à la réunion de l'ensemble des CLI placées en France auprès des installations d'EDF, d'AREVA et du CEA.

Le CEA participe aux travaux du HCTISN, dont une délégation a visité en octobre 2012 le centre de Cadarache. Deux journées ont été consacrées à des échanges centrés sur :

- la politique industrielle du CEA en matière de recours aux prestataires,
- les modalités d'intervention de ces prestataires au sein des installations, dans le respect du référentiel de sûreté nucléaire,
- les Evaluations Complémentaires de Sûreté.

Le CEA publie chaque année un Bilan Maitrise des Risques et, au titre de l'article 21 de la loi TSN de 2006, un rapport qui expose notamment les dispositions prises en matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, les incidents et accidents, la nature et les résultats des mesures des rejets radioactifs et non radioactifs, la nature et la quantité de déchets radioactifs entreposés sur le site de l'installation, ainsi que les mesures prises pour en limiter le volume et les effets sur la santé et sur l'environnement, en particulier sur les sols et les eaux. Ces éléments sont disponibles sur les sites Internet du CEA (www.cea.fr ainsi que les sites des centres).

Les mesures prises par l'ILL

L'ILL s'inscrit dans de nombreuses actions favorisant la transparence et l'information du public, en particulier :

- participation aux réunions de la CLI ;
- participation aux campagnes régionales d'information sur les risques industriels ;
- tenue à jour sur son site internet (www.ill.eu) des informations relatives à la loi TSN, la sûreté du réacteur, la surveillance de l'environnement, la sécurité, les inspections, les exercices de crise et les incidents. Les suites de l'accident de la centrale de Fukushima Daiichi font l'objet de présentations détaillées. Des rubriques questions-réponses ont été intégrées ;
- participation à des forums techniques-scientifiques ;
- réunions publiques auprès des communes et entreprises voisines.

Les mesures prises par ITER Organisation Internationale

Les informations scientifiques et techniques en lien avec l'installation ITER et en particulier celles en lien avec la réglementation de la sûreté nucléaire sont mises à la disposition des travailleurs et de la population à travers les sites intranet (en langue anglaise compte tenu de l'échelle internationale du projet) et internet en français et en anglais (<http://www.iter.org/fr/accueil>).

Des visites du site sont organisées, sur demande, pour le public et les écoles de la région. Des journées portes ouvertes sont aussi organisées périodiquement.

ITER informe le public par le biais de la Commission Locale d'Information ITER (CLI ITER) créée en 2009 conformément aux exigences réglementaires demandées par la loi TSN.

8.3 Les autres acteurs de l'information du public

8.3.1 Le Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire (HCTISN)

En matière de sûreté nucléaire et de radioprotection, la loi TSN a institué le HCTISN, instance d'information, de concertation et de débats sur les risques liés aux activités nucléaires et l'impact de ces activités sur la santé des personnes, l'environnement et la sécurité nucléaire.

Le Haut Comité peut émettre un avis sur toute question dans ces domaines, ainsi que sur les contrôles et l'information qui s'y rapportent. Il peut également se saisir de toute question relative à l'accessibilité de l'information en matière de sécurité nucléaire et proposer toute mesure de nature à garantir ou à améliorer la transparence en matière nucléaire.

Le Haut Comité peut être saisi par le ministre chargé de la sûreté nucléaire, par les présidents des commissions compétentes de l'Assemblée nationale et du Sénat, par le président de l'OPECST, par les présidents des CLI ou par les exploitants d'INB sur toute question relative à l'information concernant la sécurité nucléaire et son contrôle.

Le président du Haut Comité est nommé par décret parmi les parlementaires, les représentants des commissions locales d'information et les personnalités choisies en raison de leur compétence.

8.3.2 Les commissions locales d'information (CLI)

En application d'une circulaire du Premier ministre du 15 décembre 1981, des commissions locales d'information (CLI) ont été mises en place dans les années 1980 autour de la plupart des installations nucléaires, à l'initiative des conseils généraux.

La loi TSN a formalisé le statut des Commissions Locales d'Information (CLI) auprès des INB. Ces commissions, mises en place par le président du Conseil général et comprenant des élus, des associations, des syndicats, des personnalités qualifiées et des représentants du monde économique, ont une mission générale de suivi, d'information et de concertation en matière de sûreté nucléaire, de radioprotection et d'impact des activités nucléaires sur les personnes et l'environnement pour les installations qui les concernent.

La CLI reçoit les informations nécessaires à sa mission de la part de l'exploitant, de l'ASN et des autres services de l'État. Elle peut faire réaliser des expertises ou faire procéder à des mesures relatives aux rejets de l'installation dans l'environnement.

Le bon fonctionnement des CLI contribue à la sûreté par l'interpellation régulière des responsables. L'ASN veille ainsi à assurer une information des CLI la plus complète possible. Elle invite également, avec l'accord des exploitants, des représentants de CLI à participer à des inspections.

L'activité des CLI se manifeste par des réunions plénières, dont certaines sont ouvertes au public, et par le fonctionnement de commissions spécialisées.

8.3.3 Les mesures prises par l'IRSN

L'une des missions de l'IRSN est l'information du public sur les risques nucléaires et radiologiques. L'IRSN s'attache à diffuser une information pédagogique, transparente et étayée scientifiquement au sujet des risques liés à la radioactivité ainsi que des moyens de les prévenir et de les contenir. Il y contribue par le biais de publications, d'Internet (www.irsn.fr), d'expositions, de colloques, etc.

En avril 2009, l'IRSN a rendu publique sa Charte de l'ouverture à la société. La transparence de ses travaux et l'information du public sont des éléments essentiels pour contribuer au contrôle des risques.

Cette Charte s'adresse à l'ensemble des parties prenantes des risques sanitaires ou environnementaux, au plan local et national : aux Comités et Commissions locales d'information (CLI) et

à leur association nationale l'Anccli, aux élus ainsi qu'aux associations regroupant des citoyens s'intéressant aux risques radiologiques et nucléaires mais aussi aux partenaires habituels de l'IRSN (autorités et industriels).

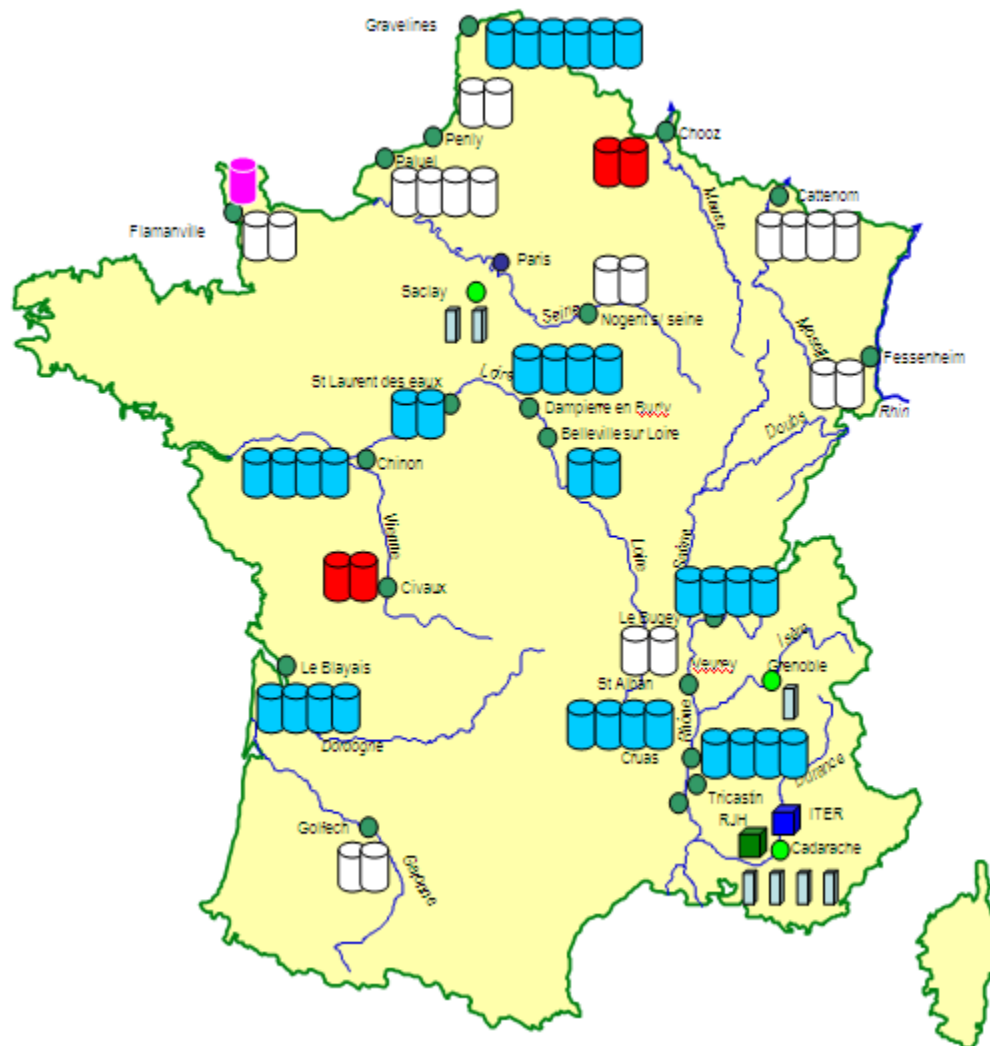
La Charte fixe à l'IRSN trois engagements pour améliorer l'évaluation des risques à travers un dialogue renforcé avec la société :

- accroître la transparence de ses travaux pour permettre aux acteurs de la société mais aussi aux experts et chercheurs de l'Institut d'approfondir leur compréhension des enjeux complexes des situations à risques et des dispositions permettant d'y faire face. Concrètement, les avis transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) sont rendus publics et les travaux de recherche de l'Institut sont publiés dans des revues scientifiques ;
- partager ses connaissances scientifiques, notamment via un « dialogue technique » avec les acteurs qui le souhaitent en mettant en évidence les incertitudes, les lacunes et les controverses éventuelles pour leur permettre de se faire une opinion éclairée ;
- accompagner les acteurs de la société dans l'acquisition des compétences nécessaires à leur implication et construire avec eux l'évaluation des risques. Pour ce faire l'IRSN construit ou participe à des actions d'évaluation ou de suivi dans le cas de groupes pluralistes réunissant une pluralité des acteurs d'origine diverses.

ANNEXE 1 – LISTE ET LOCALISATION DES INSTALLATIONS NUCLEAIRES EN FRANCE


1.1. Localisation des réacteurs nucléaires

Les 58 réacteurs électronucléaires et les 9 réacteurs de recherche en fonctionnement ou en construction au 31 juillet 2013 sont répartis sur le territoire de la France comme indiqués sur la carte ci-dessous. En outre, un réacteur électronucléaire et un réacteur de recherche sont en construction.




REP: 58 + 1 sur 19 sites


34 x  900 MWe REP


20 x  1300 MWe REP

4 x  1450 MWe REP

1 x  1650 MWe REP - en construction

Réacteurs de recherche: 7 + 2

7 x  RR: 0.1kW – 70 MW

1 x  R.J.H- RR : 100 MW - en construction


1 x  ITER - RR - en construction

Figure 1 : Carte de France situant les réacteurs nucléaires en fonctionnement ou en construction

1.2. Liste des réacteurs électronucléaires

Tableau 1 : Réacteurs électronucléaires en fonctionnement ou en construction

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Autorisée le :
75	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FESSENHEIM (réacteurs 1 et 2) 68740 Fessenheim	EDF	2 réacteurs REP CP0 900 MWe	03.02.72
78	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BUGEY (réacteurs 2 et 3) 01980 Loyettes	EDF	2 réacteurs REP CP0 900 MWe	20.11.72
84	CENTRALE NUCLÉAIRE DE DAMPIERRE-EN-BURLY (réacteurs 1 et 2) 45570 Ouzouer-sur-Loire	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	14.06.76
85	CENTRALE NUCLÉAIRE DE DAMPIERRE-EN-BURLY (réacteurs 3 et 4) 45570 Ouzouer-sur-Loire	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	14.06.76
86	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS (réacteurs 1 et 2) 33820 Saint-Ciers-sur-Gironde	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	14.06.76
87	CENTRALE NUCLÉAIRE DU TRICASTIN (réacteurs 1 et 2) 26130 Saint-Paul-Trois-Châteaux	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	02.07.76
88	CENTRALE NUCLÉAIRE DU TRICASTIN (réacteurs 3 et 4) 26130 Saint-Paul-Trois-Châteaux	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	02.07.76
89	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BUGEY (réacteurs 4 et 5) 01980 Loyettes	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	27.07.76
96	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 1 et 2) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	24.10.77
97	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 3 et 4) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	24.10.77
100	CENTRALE NUCLÉAIRE DE ST-LAURENT-DES-EAUX (réacteurs B1 et B2) 41220 La Ferté-St-Cyr	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe	08.03.78
103	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 1) 76450 Cany-Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	10.11.78
104	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 2) 76450 Cany-Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	10.11.78
107	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHINON (réacteurs B1 et B2) 37420 Avoine	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe	04.12.79
108	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 1) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	21.12.79

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Autorisée le :
109	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 2) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	21.12.79
110	CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS (réacteurs 3 et 4) 33820 Saint-Ciers-sur-Gironde	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	05.02.80
111	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS (réacteurs 1 et 2) 07350 Cruas	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe	08.12.80
112	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CRUAS (réacteurs 3 et 4) 07350 Cruas	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe	08.12.80
114	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 3) 76450 Cany - Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	03.04.81
115	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PALUEL (réacteur 4) 76450 Cany - Barville	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	03.04.81
119	CENTRALE NUCLÉAIRE DE SAINT-ALBAN (réacteur 1) 38550 Le Péage-de-Roussillon	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	12.11.81
120	CENTRALE NUCLÉAIRE DE SAINT-ALBAN (réacteur 2) 38550 Le Péage-de-Roussillon	EDF	1 réacteur REP P4 1300 MWe	12.11.81
122	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GRAVELINES (réacteurs 5 et 6) 59820 Gravelines	EDF	2 réacteurs REP CP1 900 MWe	18.12.81
124	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 1) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	24.06.82
125	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 2) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	24.06.82
126	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 3) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	24.06.82
127	CENTRALE NUCLÉAIRE DE BELLEVILLE-SUR-LOIRE (réacteur 1) 18240 Léré	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	15.09.82
128	CENTRALE NUCLÉAIRE DE BELLEVILLE-SUR-LOIRE (réacteur 2) 18240 Léré	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	15.09.82
129	CENTRALE NUCLÉAIRE DE NOGENT-SUR-SEINE (réacteur 1) 10400 Nogent-sur-Seine	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	28.09.82
130	CENTRALE NUCLÉAIRE DE NOGENT-SUR-SEINE (réacteur 2) 10400 Nogent-sur-Seine	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	28.09.82
132	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHINON (réacteurs B3 et B4) 37420 Avoine	EDF	2 réacteurs REP CP2 900 MWe	07.10.82
135	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GOLFECH (réacteur 1) 82400 Golfech	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	03.03.83

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation	Autorisée le :
136	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PENLY (réacteur 1) 76370 Neuville-lès-Dieppe	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	23.02.83
137	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CATTENOM (réacteur 4) 57570 Cattenom	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	29.02.84
139	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHOOZ B (réacteur 1) 08600 Givet	EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe	09.10.84
140	CENTRALE NUCLÉAIRE DE PENLY (Réacteur 2) 76370 Neuville-lès-Dieppe	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	09.10.84
142	CENTRALE NUCLÉAIRE DE GOLFECH (réacteur 2) 82400 Golfech	EDF	1 réacteur REP P'4 1300 MWe	31.07.85
144	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CHOOZ B (réacteur 2) 08600 Givet	EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe	18.02.86
158	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CIVAUX (réacteur 1) BP 1 86320 Civaux	EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe	06.12.93
159	CENTRALE NUCLÉAIRE DE CIVAUX (réacteur 2) BP 1 86320 Civaux	EDF	1 réacteur REP N4 1450 MWe	06.12.93
167	CENTRALE NUCLÉAIRE DE FLAMANVILLE (réacteur 3) 50830 Flamanville	EDF	1 réacteur REP EPR 1600 MWe	10.04.07

1.3. Liste des installations du cycle du combustible

Tableau 2 : Installations du cycle du combustible en fonctionnement

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation et puissance thermique	Déclarée le :	Autorisée le :
63	USINE DE FABRICATION D'ÉLÉMENTS COMBUSTIBLES 26104 Romans-sur-Isère	FBFC	Fabrication de substances radioactives	09.05.67	
93	USINE GEORGES BESSE DE SÉPARATION DES ISOTOPES DE L'URANIUM PAR DIFFUSION GAZEUSE (Eurodif) 26702 Pierrelatte Cedex	EURODIF PRODUCTION	Transformation de substances radioactives		08.09.77

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation et puissance thermique	Déclarée le :	Autorisée le :
98	UNITÉ DE FABRICATION DE COMBUSTIBLES NUCLÉAIRES 26104 Romans-sur-Isère	FBFC	Fabrication de substances radioactives		02.03.78
116	USINE DE TRAITEMENT D'ÉLÉMENTS COMBUSTIBLES IRRADIÉS PROVENANT DES RÉACTEURS NUCLÉAIRES À EAU ORDINAIRE « UP3 A » (La Hague) 50107 Cherbourg	AREVA NC	Transformation de substances radioactives		12.05.81
117	USINE DE TRAITEMENT D'ÉLÉMENTS COMBUSTIBLES IRRADIÉS PROVENANT DES RÉACTEURS NUCLÉAIRES À EAU ORDINAIRE « UP2 800 » (La Hague) 50107 Cherbourg	AREVA NC	Transformation de substances radioactives		12.05.81
118	STATION DE TRAITEMENT DES EFFLUENTS LIQUIDES ET DES DÉCHETS SOLIDES « STE3 » (La Hague) 50107 Cherbourg	AREVA NC	Transformation de substances radioactives		12.05.81
151	USINE DE FABRICATION DE COMBUSTIBLES NUCLÉAIRES (MELOX) BP 2 30200 Chusclan	AREVA NC	Fabrication de substances radioactives		21.05.90
155	INSTALLATION TU 5 BP 16 26701 Pierrelatte	AREVA NC	Transformation de substances radioactives		07.07.92
168	USINE GEORGES BESSE 2 DE SÉPARATION DES ISOTOPES DE L'URANIUM PAR CENTRIFUGATION 26702 Pierrelatte Cedex	SET	Transformation de substances radioactives		27.04.07
-	Bassins B1 et B2 (Malvésii) 11100 Narbonne (Aude)	AREVA NC	Conditionnement et entreposage de substances radioactives		22.12.09

1.4. Liste des réacteurs nucléaires de recherche

Tableau 3 : Réacteurs de recherche en fonctionnement ou en construction

N° INB	DÉNOMINATION ET IMPLANTATION DE L'INSTALLATION	Exploitant	Nature de l'installation et puissance thermique	Déclarée le :	Autorisée le :
24	CABRI (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 25 MW-th	27.05.64	
39	MASURCA (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,005 MW-th		14.12.66
40	OSIRIS (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 70 MW-th		08.06.65
	ISIS (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 0,70 MW-th		08.06.65
42	EOLE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,0001 MW-th		23.06.65
67	RÉACTEUR À HAUT FLUX (RHF) 38041 Grenoble Cedex	Institut Max von Laue Paul Langevin	Réacteur 57 MW-th		19.06.69 05.12.94
95	MINERVE (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	CEA	Réacteur 0,0001 MW-th		21.09.77
101	ORPHÉE (Saclay) 91191 Gif-sur-Yvette Cedex	CEA	Réacteur 14 MW-th		08.03.78
172	JULES HOROWITZ (RJH) (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance Cedex	CEA	Réacteur 100 MW		12.10.09
174	ITER (Cadarache) 13115 Saint-Paul-lez-Durance	ITER Organization	Installation de recherche (fusion)		

1.5. Liste des installations nucléaires en cours de démantèlement ou en préparation de mise à l'arrêt définitif

Tableau 4 : Installations nucléaires en cours de démantèlement ou en préparation de mise à l'arrêt définitif

N° INB	Installation	Type d'installation	Mise en service	Arrêt définitif	Etat actuel
163	Chooz AD	Réacteur	1967	1991	En cours de démantèlement
161	Chinon A3D	Réacteur	1966	1990	En cours de démantèlement
20	Siloé	Réacteur	1963	1997	En cours de démantèlement
162	EL 4D	Réacteur	1966	1985	En cours de démantèlement
33	UP2 400	Usine de traitement des combustibles irradiés	1964	2004	En cours de démantèlement
45	Bugey 1	Réacteur	1972	1994	En cours de démantèlement
46	St-Laurent A1	Réacteur	1969	1994	En cours de démantèlement
46	St-Laurent A2	Réacteur	1971	1994	En cours de démantèlement
32	ATPU	Usine de fabrication de combustibles	1962	2003	En cours de démantèlement
91	Superphénix	Réacteur	1985	1998	En cours de démantèlement
18	Ulysse	Réacteur	1967	2007	Préparation de mise à l'arrêt définitif
25	Rapsodie	Réacteur	1967	1985	Préparation de mise à l'arrêt définitif
71	Phénix	Réacteur	1973	2009	Préparation de mise à l'arrêt définitif
105	Comurhex	Usine de transformation chimique de l'uranium	1979	2008	Préparation de mise à l'arrêt définitif

ANNEXE 2 – PRINCIPAUX TEXTES LEGISLATIFS ET REGLEMENTAIRES

2.1. Codes, lois et règlements

- Code de l'environnement :
 - Livre Ier – Titre II – chapitre V (articles L. 125-10 à L. 125-40)
 - Livre V – Titre IV – Chapitre II (articles L. 542-1 à L. 542-14)
 - Livre V – Titre IX (articles L. 591-1 à L. 59-7-46)
- Code de la santé publique : 1^{ère} partie – Livre III – titre III – Chapitre III (articles L. 1333-1 et suivants et articles correspondants de la partie réglementaire de ce code) relatifs à la protection générale des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants.
- Code du travail : articles L. 4451-1 et suivants et R. 4451-1 et suivants relatifs à la protection des travailleurs contre les dangers des rayonnements ionisants.
- Code de la défense : articles D. 1333-68 et 69 relatifs au comité interministériel aux crises nucléaires ou radiologiques.
- Loi n°2006-686 du 13 juin 2006 relative à la transparence et à la sécurité en matière nucléaire (articles 19 et 21).
- Loi n° 2006-739 du 28 juin 2006 de programme relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs (articles 3 et 4).
- Loi n° 68-943 du 30 octobre 1968 relative à la Responsabilité Civile dans le domaine de l'énergie nucléaire
- Décret n° 2007-830 du 11 mai 2007 relatif à la nomenclature des installations nucléaires de base.
- Décret n° 2007-831 du 11 mai 2007 fixant les modalités de désignation et d'habilitation des inspecteurs de la sûreté nucléaire.
- Décret n° 2007-1557 du 2 novembre 2007 relatif aux installations nucléaires de base et au contrôle, en matière de sûreté nucléaire, du transport de substances radioactives (décret portant sur les procédures).
- Décret n° 2007-1572 du 6 novembre 2007 relatif aux enquêtes techniques sur les accidents ou incidents concernant une activité nucléaire.
- Décret n° 2007-1582 du 7 novembre 2007 relatif à la protection des personnes contre les dangers des rayonnements ionisants et portant modification du code de la santé publique.
- Décret n° 2008-251 du 12 mars 2008 relatif aux commissions locales d'information auprès des installations nucléaires de base.
- Décret n° 2010-277 du 16 mars 2010 relatif au Haut Comité pour la transparence et l'information sur la sécurité nucléaire
- Arrêté du 7 février 2012 fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base (en vigueur le 1/07/2013)
- Arrêté ministériel du 10 août 1984 relatif à la qualité de conception, de la construction et de l'exploitation des INB (abrogé le 1/07/2013)
- Arrêté interministériel 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.
- Arrêté du 26 novembre 1999 fixant les prescriptions générales relatives aux limites et aux modalités des prélèvements et des rejets soumis à autorisations, effectués par les INB (abrogé le 1/07/2013)
- Arrêté ministériel du 31 décembre 1999 fixant la réglementation technique générale destinée à prévenir et limiter les nuisances et les risques externes résultant de l'exploitation des INB (abrogé le 1/07/2013)
- Arrêté ministériel du 12 décembre 2005 relatif aux équipements sous pression nucléaires.

2.2. Décisions réglementaires de l'ASN

Tableau 5 : Liste des décisions réglementaires de l'ASN à la date de juillet 2014

Thème	Texte adopté	Consultations
Textes relatifs aux procédures		
Réexamen de sûreté		Consultation terminée
Traitement des modifications matérielles	Décision n°2014-DC-0420 du 13/02/2014 Homologation : arrêté du 1/04/2014	Consultation terminée
Rapport de sûreté (contenu)		Consultation terminée
RGE (contenu)		Consultation terminée
Autorisations internes	Décision n° 2008-DC-0106 de l'ASN du 11 juillet 2008 Homologation : arrêté du 26/09/2008 (JORF du 11/10/2008)	
Plan de démantèlement (contenu)		
Procédures de consultation du public		Consultation terminée
Diverses dispositions sur les procédures		
Audition des exploitants et des CLI	Décision n° 2010-DC-0179 de l'ASN du 13 avril 2013	
Textes techniques		
Organisation et système de management		
Politique de protection des intérêts		Consultation terminée
Maîtrise des risques d'accident et des nuisances (hors déchets)		
Décision Fonctionnement des INB		Consultation terminée
Arrêt pour rechargement des REP		Consultation terminée

Maîtrise des risques d'incendie	Décision n°2014-DC-0417 du 28/01/2014 Homologation : arrêté du 20/03/2014 (JORF du 02/04/2014)	Consultation terminée
Criticité		Consultation terminée
Maîtrise des nuisances et de l'impact sur l'environnement	Décision n°2013-DC-0360 du 16/07/2013 Homologation : arrêté du 09/08/2013 (JORF du 21/08/2013)	Consultation terminée
Gestion et élimination des déchets		
Contenu de l'étude déchets des INB		Consultation terminée
Modalités d'approbation des conditionnements de déchets		Consultation terminée
Conception et exploitation des entreposages de déchets internes		
Conception et exploitation des stockages de déchets		
Gestion des situations d'urgence		
Gestion des situations d'urgence		Consultation terminée
Information des autorités et du public		
Déclaration d'incidents		
ESPN		
Composants de rechange des CPP et CSP	Décision n° 2012-DC-0236 de l'ASN du 3 mai 2012 Homologation : arrêté du 22/06/2012 (JORF du 4/07/2012)	Consultation terminée
Réglementation applicable aux ESPN		

Après une première série de consultations effectuée en 2010 et 2011, les projets de décision ont été revus au regard des éventuelles observations formulées et de l'arrêté du 7 février 2012 *fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base*. Les nouvelles versions des projets de décision ont été ou seront soumises à consultation en 2013 ou en 2014 avant leur adoption.

ANNEXE 3 – BIBLIOGRAPHIE

3.1. Documents

- /1/ Directive 2009/71/EURATOM du conseil du 25 juin 2009 établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires
- /2/ ENSREG Guidelines regarding Member States Reports as required under Article 9.1 of Council Directive 2009/71/EURATOM of 25 June 2009 establishing a Community framework for the nuclear safety of nuclear installations
- /3/ Convention sur la sûreté nucléaire – Sixième rapport national sur la mise en œuvre par la France des obligations de la Convention, août 2013.

3.2. Sites internet

On pourra consulter en particulier les sites suivants :

- Légifrance : www.legifrance.fr
- ASN : www.asn.fr
- IRSN : www.irsn.fr
- EDF : www.edf.fr
- Site d'information EPR Flamanville 3 : <http://energies.edf.com/edf-fr-accueil/la-production-d-electricite-edf/-nucleaire/le-nucleaire-du-futur/epr-flamanville-3/flamanville-3-en-images-120266.html>
- AREVA : www.areva.fr
- CEA : www.cea.fr
- ILL : www.ill.fr
- ITER Organisation Internationale: <http://www.iter.org/fr/accueil>

ANNEXE 4 – LISTE DES PRINCIPALES ABBREVIATIONS

Tableau 6 : Liste des principales abréviations

AIEA	Agence Internationale de l'Energie Atomique
ALARA	As Low As Reasonably Achievable
ASN	Autorité de Sûreté Nucléaire (France)
CEA	Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives
CLI	Commission Locale d'Information
CNPE	Centres Nucléaires de Production d'Electricité
CPP	Circuit Primaire Principal
CSP	Circuit Secondaire Principal
DAC	Décret d'Autorisation de Construction
ECS	Evaluations Complémentaires de Sûreté
EDF	Electricité De France
ENSREG	Groupement européen des autorités de sûreté nucléaire
ESPN	Equipement Sous Pression Nucléaire
FARN	Force d'Action Rapide Nucléaire
FOH	Facteurs Organisationnels et Humains
GIAG	Guide d'Intervention en Accident Grave
GPE	Groupe Permanent d'Experts
GPR	Groupe Permanent Réacteur
HCTISN	Haut Comité pour la Transparence et l'Information sur la Sécurité Nucléaire
ICPE	Installations Classées pour la Protection de l'Environnement
ILL	Institut Laue – Langevin
INB	Installations Nucléaires de Base
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor
MEDDE	Ministère de l'écologie, du développement durable et de l'énergie
MSNR	Mission sûreté nucléaire et radioprotection du MEDDE
OPECST	Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques
OSART	Operational Safety Review Team
OSRDE	Observatoires Sûreté Radioprotection Disponibilité Environnement
PUI	Plan d'Urgence Interne
PV	Procès Verbal
RCC	Règles de Conception et de Construction
RDS	Rapport De Sûreté

REP	Réacteur à Eau sous Pression
REX	Retour d'Expérience
RFS	Règles Fondamentales de Sûreté
RGE	Règle Générale d'Exploitation
RJH	Réacteurs Jules- Horowitz
RNM	Réseau national de mesure de la radioactivité de l'environnement
RPS	Rapport Préliminaire de Sûreté
STE	Spécifications Techniques d'Exploitation
VD	Visite Décennale
WANO	Association mondiale des exploitants nucléaires
WENRA	Association des responsables des Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest