

Dossier Sûreté Nucléaire

Avertissement : ce dossier a été établi avec les informations disponibles à la fin 2005. Des modifications sont susceptibles d'apparaître en 2006, notamment en cas de promulgation de la "loi relative à l'information en matière nucléaire, à la sûreté nucléaire et à la protection contre les rayonnements ionisants", qui devrait inclure la création d'une "Haute autorité de sûreté nucléaire", ayant le statut d'autorité administrative indépendante, chargée, au sein de l'Etat, du contrôle de la sûreté nucléaire, de la radioprotection et de l'information du public.

Table des matières

Chapitre 1. Introduction	2
Chapitre 2. Organisation générale de la sûreté nucléaire	3
2.1. Organismes et procédures	3
a. Rôles respectifs des pouvoirs publics et des exploitants	
b. Les organismes et leurs responsabilités respectives	
c. Les procédures d'autorisation et les documents à établir	
2.2. Le contexte nucléaire	3
a. Les Règlements, Codes et Normes	
b. La standardisation	
c. Les efforts de recherche	
d. Exploitation des informations résultant du retour d'expérience	
e. Concertation et harmonisation internationales	
Chapitre 3. Aspects techniques de la sûreté des centrales électronucléaires	6
3.1. Identification des protections à assurer	6
3.2. Bases de conception et de dimensionnement	6
a. Démarche générale	
b. Quelques aspects particuliers	
3.3. Le fonctionnement et sa surveillance	9
a. Exploitation et arrêts normaux	
b. Vieillessement et réexamens de sûreté	
c. Surveillance hors site	
d. L'organisation en cas de crise	
Chapitre 4. Bilans et Conclusion	12
Annexe 1 – Définitions	15
a. "Sécurité" et "sûreté" nucléaires	
b. "Installations Nucléaires" et "Installations Nucléaires de Base" (INB)	
c. "Niveau de sûreté"	
Annexe 2 - Les organismes et leurs responsabilités	17
Annexe 3 - Les procédures d'autorisation et les documents à établir	19
Annexe 4 - Les Règlements, Codes et Normes	21
Annexe 5 - Concertation et harmonisation internationales	22
Annexe 6 - Le Projet EPR	24
Annexe 7 – Références	27
Annexe 8 - Principaux sites Internet	28

Chapitre 1. Introduction

"L'industrie nucléaire fournit un exemple particulièrement intéressant d'une approche systématique et rigoureuse de la sûreté industrielle, tant en ce qui concerne la conception que l'exploitation ...La méthodologie systématique et le déploiement particulier des moyens propres à cette industrie peuvent servir d'exemple à d'autres secteurs d'activité, au premier rang desquels figure la chimie".

Telle est l'analyse de la "Commission d'enquête parlementaire sur la sûreté des installations industrielles et des centres de recherche et sur la protection des personnes et de l'environnement en cas d'accident industriel" n° 3559 du 29 janvier 2002, à la suite de l'accident d'AZF à Toulouse. Elle recommande d'appliquer le concept (fondamental en nucléaire) de défense en profondeur.

Ce principe s'énonce simplement de la façon suivante :

- . la prévention des incidents est l'un des objectifs majeurs de la sûreté, qui conduit à la mise en œuvre de dispositions particulièrement rigoureuses lors de la conception, pendant la construction et tout au long de l'exploitation de l'installation,
- . une surveillance est exercée pour que, en cas d'anomalie, des mesures puissent être prises pour contrôler la situation et ramener l'installation dans ses conditions normales de fonctionnement,
- . des moyens d'action sont disponibles pour que, en cas de défaillance des moyens précédents, l'incident ne dégénère pas en accident aux conséquences inadmissibles.

Ce principe, somme toute de bon sens, est applicable à bien des cas (y compris la santé de la "machine humaine"...!). La spécificité de l'énergie nucléaire réside dans l'ampleur des moyens développés pour sa mise en œuvre, à tous les stades de la création et du fonctionnement des installations, tant du point de vue technique qu'en ce qui concerne l'organisation des industriels, du producteur d'électricité et des pouvoirs publics.

Par ailleurs, on remarquera que, comme toute construction humaine, une installation nucléaire est conçue, fabriquée et exploitée par des êtres humains. En conséquence, non seulement il faut protéger l'homme et l'environnement de la machine, mais également, pour ce faire, protéger la machine des actions intempestives de l'homme et des agressions de l'environnement.

Ce dossier a pour objet de résumer cette "méthodologie systématique" et ces "moyens déployés" montrés en exemple, tels que développés pour atteindre le **niveau de sûreté** des **centrales électronucléaires** et des autres **installations nucléaires de base** (INB) entrant dans le cycle du combustible (voir l'**Annexe 1 Définitions**). Après une présentation générale de l'organisation mise en place, largement applicable à toute installation nucléaire (Chapitre 2), on trouvera des informations plus techniques concernant les centrales électronucléaires (Chapitre 3). La conclusion (Chapitre 4) présente un bilan des résultats pratiques obtenus.

Il sera fait largement appel à la documentation mise à la disposition du public par l'Autorité de Sûreté Nucléaire (notamment son Rapport Annuel 2004), Electricité de France et Areva (voir liste **Annexe 7 Références**). Des informations détaillées pourront être trouvées sur les sites Internet des différents organismes (voir liste **Annexe 8 Principaux sites Internet**).

L'**Annexe 6** Le Projet EPR fournit quelques aspects spécifiques de l'EPR (European Pressurized water Reactor), Projet pour lequel la France et l'Allemagne ont mis en commun toute leur expérience et leurs moyens pour concevoir un réacteur répondant au mieux aux critères actuels en matière de sûreté, d'économie et de développement durable

Chapitre 2. Organisation générale de la sûreté nucléaire

2.1. Organismes et procédures

a. Rôles respectifs des pouvoirs publics et des exploitants

La responsabilité d'une installation, y compris du point de vue sûreté, relève clairement et exclusivement de **l'exploitant** de cette installation, comme EDF, le CEA ou COGEMA suivant le cas. L'industrie nucléaire française, c'est à dire les exploitants à proprement parler ainsi que les industriels, mobilise dans son ensemble plusieurs milliers d'ingénieurs et de techniciens dont le travail est consacré à la sûreté : organisation, études, essais, surveillance, etc. En effet, les grandes entreprises possèdent leurs propres structures de contrôle, y compris leurs propres inspecteurs, assurant contrôles internes et externes (sous-traitants).

Les rôles joués par les différents participants peuvent se résumer ainsi :

- . les pouvoirs publics définissent les objectifs généraux de sûreté,
- . l'exploitant propose des modalités techniques pour les atteindre et les justifie,
- . les pouvoirs publics s'assurent de l'adéquation de ces modalités aux objectifs fixés,
- . l'exploitant met en oeuvre les dispositions approuvées,
- . les pouvoirs publics vérifient la bonne mise en oeuvre de ces dispositions.

En ce qui concerne les pouvoirs publics, **la Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection (DGSNR)**, souvent appelée "**Autorité de Sûreté Nucléaire**" (ASN), assure les missions suivantes : le contrôle de la sûreté des installations nucléaires et des transports des matières radioactives qui incombe aux ministres chargé de l'Environnement et de l'Industrie, et le contrôle de la radioprotection qui incombe au ministre chargé de la Santé. Les larges pouvoirs d'appréciation dévolus à l'ASN impliquent, d'une part qu'elle recoure au maximum d'avis compétents émanant d'organismes consultatifs et d'appuis techniques, et, d'autre part, qu'elle soit elle-même contrôlée.

On trouvera en **Annexe 2 Les organismes et leurs responsabilités** quelques détails sur les organismes responsables et leur rôle respectif.

b. Les procédures d'autorisations et les documents à établir

Le rôle des différents organismes est spécifié dans plusieurs textes réglementaires. Par ailleurs, la législation et la réglementation françaises interdisent l'exploitation d'une installation nucléaire sans autorisation. Dans ce cadre, les INB sont actuellement réglementées, en l'attente d'une loi spécifique des activités nucléaires, par un décret pris pour l'application de la loi relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs. Ce décret prévoit notamment une procédure d'autorisation de création suivie d'une série d'autorisations délivrées lors des principales étapes marquant la vie de ces installations. De plus, les installations sont soumises à différentes réglementations spécifiques et non spécifiques de leur caractère "nucléaire".

On trouvera en **Annexe 3 Les procédures d'autorisations et les documents à établir** une description succincte des différentes procédures mises en oeuvre, depuis la construction jusqu'au démantèlement.

2.2. Le contexte nucléaire

Avant d'entrer plus en détails dans la description technique du traitement de la sûreté des centrales électronucléaires (Chapitre 3), il convient de mettre en relief un certain nombre d'aspects importants pour le maintien et l'amélioration du niveau de la sûreté. On pourra noter que les domaines décrits ci-après sont très largement dépendants, par exemple :

- . la standardisation (b) et le développement des codes (a) sont intimement liés,
- . la standardisation (b) facilite l'analyse du retour d'expérience (d), et inversement, le bénéfice tiré du retour d'expérience est d'autant plus considérable que la standardisation est poussée,
- . les contacts internationaux (e) contribuent significativement à la recherche (c) et au retour d'expérience (d),
- . etc.

a. Les Règlements, Codes et Normes

Une série de textes fixe des règles et pratiques techniques en matière de sûreté nucléaire. Les textes de nature réglementaires (émis par l'ASN) fixent les objectifs généraux et sont relativement peu nombreux. Il appartient à

l'industrie de proposer les modalités d'application qui sont soumises à l'approbation de l'ASN.

On trouvera en **Annexe 4 Les Règlements, Codes et Normes** un aperçu des différents règlements, codes et normes spécifiant les bases techniques des installations nucléaires construites en France.

b. La standardisation

Amorcée par EDF avec succès dans les années 60 avec les centrales thermiques classiques, la standardisation a été étendue au nucléaire. Elle consiste à construire des unités identiques, à quelques différences près dues au site (refroidissement par eau douce ou eau de mer, etc...) ; la chaudière, le groupe turboalternateur, et tous les circuits et équipements sont identiques, et fournis par les mêmes fournisseurs. On a ainsi construit une première série — ou "palier" — de 34 unités — ou "tranches" — de 900 mégawatts électriques (MWe), puis 20 autres tranches de 1300 MWe, et enfin, quatre tranches de la série appelée N4, de 1450 MWe.

Les études génériques, les évaluations de sûreté, les plans de fabrication, les équipements de machines, les méthodes de fabrication, de construction, etc., sont amortis sur toute la série, donc moins chers, de qualité reproductible, plus rapides à mettre en oeuvre. Les pièces de rechange sont les mêmes pour toute la série. Les équipes de montage sont rompues aux méthodes, les procédures de conduite sont applicables à toute la série, les équipes de conduite sont formées sur simulateurs. Tout milite en faveur de cette standardisation.

Restent les défauts génériques, c'est à dire communs à toute la série. Ils coûtent parfois cher, mais l'expérience montre que la vigilance et les inspections systématiques permettent d'être alerté très tôt de certains défauts avant que ceux-ci ne dégénèrent, et d'y apporter des solutions adaptées, sur l'ensemble du parc.

Pour maintenir le principe de la standardisation, les améliorations de détail apportées à une unité d'un palier sont ensuite apportées à toutes les tranches de la série, dans la "mise à niveau du palier".

c. Les efforts de recherche

La sûreté suppose les connaissances, la compréhension et les anticipations de tous les mécanismes sur lesquels reposent la conception, la construction et le fonctionnement des installations nucléaires. L'éventail des connaissances nécessaires est très large : mécanismes fondamentaux (physique nucléaire, chimie...), mécanismes de fonctionnement (mécanique, métallurgie, thermique, hydraulique...), jusqu'aux mécanismes aval (cheminement ou fixation des éléments...) et à l'évaluation des impacts (biologie, médecine...), sans oublier la connaissance du contexte (environnement, agressions potentielles...).

A ce titre, toutes les parties prenantes au programme nucléaire participent à ces efforts. De plus, de larges programmes internationaux avec participation des organismes français, contribuent aux efforts faits pour toujours améliorer la sûreté des installations nucléaires, tels les Programmes Communs de Recherche et de Développement (PCRD) conduits dans le cadre de la Communauté Européenne.

d. Exploitation des informations résultant du retour d'expérience

L'approche de sûreté, si excellente soit-elle, a du mal à anticiper tous les défauts tant au niveau des matériels qu'au niveau du comportement d'une installation complexe en cas d'incident. Un collationnement de tous les événements d'exploitation, si minimes soient-ils, a donc été mis en place dans toutes les centrales, même si l'opérateur ou les sécurités existantes ont parfaitement joué leur rôle. Une analyse en profondeur est entreprise pour comprendre les causes et entreprendre les modifications nécessaires pour éviter leur réapparition. Ces analyses sont gérées par un organe centralisé chez EDF, permettant de répercuter ces modifications, s'il y a lieu. Ces modifications peuvent toucher aussi bien le matériel que les procédures, sur l'ensemble du parc ou d'un palier.

Ce "retour d'expérience" joue un rôle essentiel dans l'amélioration de la sûreté des centrales en fonctionnement, mais aussi constitue une base de réflexion pour tout nouveau projet en devenir.

e. Concertation et harmonisation internationales

Les grands principes de sûreté nucléaire sont identiques dans tous les pays. Toutefois, les différences dans leur application peuvent aboutir à des différences dans les exigences de sûreté, voire à des niveaux de sûreté différents. Les approches de sûreté se sont en effet constituées au fur et à mesure de la construction des générations successives d'installations nucléaires, et ont été développées par les concepteurs en fonction des filières et des technologies retenues.

Les différents acteurs —autorités de sûreté, experts, organismes de recherche, exploitants et constructeurs — ont depuis longtemps noué des liens pour échanger des informations sur leurs approches et leurs pratiques, voire harmoniser les pratiques. En plus des très nombreuses relations et accords bilatéraux, il faut souligner le travail d'harmonisation fait au sein d'organismes internationaux

La réglementation relève de la responsabilité des autorités de chaque pays, mais, aujourd'hui, plusieurs intérêts convergent pour aller plus loin dans l'harmonisation de la sûreté nucléaire au moins au plan européen, non seulement pour les réacteurs de puissance mais aussi pour les installations du cycle du combustible, le stockage des déchets radioactifs, ou le démantèlement des installations nucléaires :

- . à terme, les exigences en matière de protection des populations et de l'environnement ne devraient pas être significativement différentes,

- . l'harmonisation de la sûreté est l'une des réponses à l'ouverture des marchés et à l'internationalisation des opérateurs.

On trouvera en **Annexe 5 Concertation et harmonisation internationales** une présentation succincte des organismes internationaux intervenant dans le domaine de la sûreté nucléaire.

Chapitre 3. Aspects techniques de la sûreté des centrales électronucléaires

3.1. Identification des protections à assurer

Une centrale électronucléaire est une installation industrielle dont l'objectif est de fournir de façon continue et fiable de l'électricité en quantité importante et à un coût acceptable.

Deux risques bien spécifiques doivent être maîtrisés, dès lors que des quantités importantes de corps radioactifs sont réunies au même endroit :

- . le premier est lié au phénomène même de la réaction en chaîne qui doit rester parfaitement sous contrôle dans le réacteur en fonctionnement, ou rendu physiquement impossible dans toute autre circonstance,
- . le second est lié au fait que même à l'arrêt, la radioactivité dégage de la chaleur, appelée puissance résiduelle, qui doit être évacuée en permanence et en toutes circonstances.

Compte tenu de ce qui précède, la sûreté d'un réacteur nucléaire repose sur le maintien des trois fonctions :

1. **contrôle** de la réaction en chaîne, et donc de la puissance produite,
2. **refroidissement** du combustible, y compris après l'arrêt de la réaction en chaîne pour évacuer la puissance résiduelle,
3. **confinement** des produits radioactifs.

Ceci s'applique aux trois principales sources de produits radioactifs, c'est-à-dire le **coeur du réacteur**, la **piscine de stockage du combustible** et les **systèmes de traitement des effluents radioactifs**.

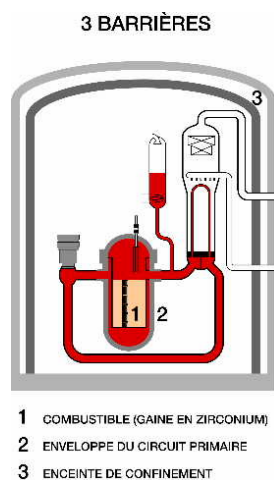
3.2. Bases de conception et de dimensionnement

a. Démarche générale

. Les barrières et l'application du principe de défense en profondeur

La stratégie de sûreté développée en France, a été basée sur la notion de "**barrière**" : elle consiste à interposer entre les produits radioactifs et l'environnement une série de barrières physiques résistantes, étanches, protégées et refroidies autant que nécessaire.

En ce qui concerne le coeur du réacteur, le combustible, qui retient la majeure partie des produits radioactifs au sein de la matrice solide dans laquelle se produisent les fissions, est enfermé dans une gaine métallique étanche : c'est la première barrière. Une deuxième barrière est constituée par l'enveloppe métallique du circuit de refroidissement primaire comprenant notamment la cuve principale contenant le coeur. Enfin, la troisième barrière est constituée par un bâtiment en béton de forte épaisseur capable de résister à une certaine pression et à des agressions externes : c'est l'enceinte de confinement qui renferme l'ensemble du circuit primaire.



Le principe plus général de **défense en profondeur** a ensuite été largement développé, s'appliquant en particulier à ces trois barrières, de façon à maintenir leur intégrité en toutes circonstances, sachant qu'une seule barrière suffit à assurer le confinement de la radioactivité et à protéger l'environnement. On rappelle que ce principe implique : la prévention des incidents, une surveillance telle que, en cas d'anomalie, on puisse contrôler la situation et ramener l'installation dans ses conditions normales de fonctionnement, et enfin, des moyens d'action pour que, en cas de défaillance des moyens précédents, l'incident ne dégénère pas en accident aux conséquences inadmissibles.

La prévention des incidents est obtenue par la mise en oeuvre des moyens nécessaires pour assurer la qualité des études, de la fabrication, de la construction, de l'exploitation et de leur contrôle dans le cadre d'une organisation rigoureuse.

La détection de toute anomalie conduisant à sortir des conditions normales de fonctionnement, nécessite d'abord des moyens de surveillance pour identifier toutes les défaillances qui peuvent conduire à ces incidents. Elles peuvent provenir de défauts sur les matériels et équipements utilisés, ou trouver leur source dans des actions incorrectes des exploitants. Puis il faut étudier des systèmes de protection pour ramener l'installation dans un état sûr, tel l'arrêt automatique par insertion des barres de contrôle dans le coeur.

Si ces actions correctrices échouent, il y a un risque de relâchement de radioactivité. Le principe de défense en profondeur impose alors d'envisager toutes les situations possibles et d'équiper la centrale d'un ensemble de systèmes de sauvegarde pour assurer la pérennité d'au moins une barrière. Dès la conception de la centrale, on imagine tous les scénarios possibles de défaillance des matériels ou des hommes et on prévoit, pour y faire face, les dispositifs et équipements de secours appropriés. Les risques d'agression externe, tels que incendie, inondation, séisme, chute d'avion, explosion, acte de malveillance, ...sont également pris en compte.

Des critères particulièrement sévères sont appliqués à la conception des systèmes de sauvegarde, tant du point de vue dimensionnement des composants que du point de vue arrangement interne : multiples lignes de tuyauteries redondantes, séparation physique des redondances, secours électriques, protection contre toutes les agressions,...

Pour effectuer la démonstration de sûreté, une liste de toutes les situations possibles est établie. Les cas étudiés sont alors classés suivant leur probabilité et la gravité de leurs conséquences radiologiques sur les populations :

- . Classe 1 : le fonctionnement normal du réacteur, les opérations de rechargement et de maintenance,
- . Classe 2 : les régimes de fonctionnement incidentel de moyenne fréquence,
- . Classe 3 : les accidents très peu fréquents qui ne doivent survenir que rarement au cours de la vie d'une centrale,
- . Classe 4 : les accidents hypothétiques telle une rupture majeure des circuits primaire ou secondaire.

Les études de régimes de fonctionnement de la classe 1 permettent de définir les systèmes de contrôle du réacteur et de déterminer les différentes valeurs de consigne. L'étude des incidents et accidents de classes 2 et 3 définit les systèmes de protection du réacteur et permet de déterminer le point de réglage des différents seuils de sécurité de la centrale. Les événements de Classe 3 peuvent être éventuellement accompagnés d'une faible détérioration du combustible mais la radioactivité relâchée doit être telle que l'environnement n'est pas concerné. Enfin les accidents de classe 4 sont étudiés en vue de déterminer les performances des systèmes de sauvegarde de façon à respecter les règles de sécurité en vigueur pour l'environnement.

Cette démarche finale possède un caractère conventionnel, car elle oblige à postuler des combinaisons d'hypothèses pessimistes plus ou moins irréalistes, et à utiliser des règles et critères qui incluent notamment des marges dans les hypothèses et des conservatismes dans les méthodes de calcul. Elle a le mérite de permettre une estimation du comportement dynamique des produits radioactifs au cours de leur transfert possible du coeur jusqu'à l'enceinte extérieure, et de fournir un ordre de grandeur enveloppe des conséquences radiologiques pour le site. Elle ne constitue cependant qu'une part de l'analyse de sûreté, et ne saurait remplacer l'examen par barrière, notamment en ce qui concerne la prévention de tels accidents.

Au-delà de cette démarche, on s'astreint à postuler la défaillance totale de chacun des systèmes quel que soit son niveau de redondance, et à trouver des parades pour éviter un endommagement du combustible. Ces pertes totales de systèmes ont été identifiées comme potentiellement critiques grâce à des calculs de probabilité antérieurs. Le principe de ces calculs est expliqué plus loin.

Enfin, on s'astreint également à examiner les situations dites "accidents graves" afin de prévoir les moyens de minimiser les conséquences pour les populations et l'environnement d'une dégradation importante du coeur du réacteur, si improbable soit-elle.

. Approche déterministe / approche probabiliste

La démonstration de la sûreté des réacteurs nucléaires français repose pour l'essentiel sur l'**approche déterministe**, décrite ci-dessus dans son principe : les dispositions de conception retenues sont justifiées notamment par l'**étude d'un nombre limité d'accidents de dimensionnement traités de façon très pessimiste**.

Cette approche est complétée par une **approche probabiliste**. Les "études probabilistes de sûreté" (EPS) fournissent une méthode d'évaluation des risques, fondée sur une **investigation systématique des scénarios accidentels sans conservatisme excessif**, permettant d'apprécier les risques liés aux installations nucléaires en termes de fréquence des événements redoutés et de leurs conséquences.

Les EPS permettent donc d'obtenir une vue globale de la sûreté, intégrant aussi bien la tenue des équipements que le comportement des opérateurs. Tout en tenant compte des incertitudes sur les résultats, elles permettent de hiérarchiser les problèmes de sûreté relatifs à la conception ou à l'exploitation des réacteurs et constituent un outil de dialogue entre les exploitants et les autorités de sûreté, conduisant à la mise en place de nombreuses améliorations.

Trois types d'EPS peuvent être élaborés, suivant les conséquences étudiées :

- . une EPS de niveau 1 permet d'identifier les séquences menant à la fusion du cœur et de déterminer leurs fréquences,
- . une EPS de niveau 2 permet d'évaluer la nature, l'importance et les fréquences des rejets hors de l'enceinte de confinement,
- . une EPS de niveau 3 permet d'évaluer les fréquences calculées de conséquences exprimées en termes dosimétriques ou en termes de contamination (voire en termes de fréquence de cancers ou d'autres effets sur la santé).

b. Quelques aspects particuliers

. Choix d'un site (aspects sûreté)

Du point de vue de la conception de l'installation, le choix d'un site est une première étape cruciale à maints égards. Pour se limiter aux seuls aspects techniques, les caractéristiques de sûreté du site prises en compte vont contribuer au dimensionnement de beaucoup de composants et structures de la centrale : tenue au séisme des composants mécaniques et structures de génie civil, tenue aux ébranlements dus à une explosion extérieure ou à une chute d'avion, dimensions des échangeurs en fonction des températures des sources froides (air et eau), ... Aussi l'examen par l'ASN des principales caractéristiques des sites potentiels sélectionnés, commence-t-il très tôt, bien avant la demande formelle d'autorisation de création.

Pour être cohérent avec la politique de standardisation (voir Chapitre 2, § 2.2.b), l'exploitant va choisir un ensemble de caractéristiques de site "raisonnablement enveloppe" des caractéristiques des sites envisageables et ce, pour toutes les unités d'une même série. Ceci implique d'une part d'éliminer certains sites sortant trop du standard (par exemple, un site trop proche d'un aéroport ou d'une zone industrielle dangereuse), d'autre part d'accepter certaines adaptations inévitables du standard (par exemple, renforcement du radier des bâtiments pour des sols particuliers, ou changement de type de source froide). Des dispositions réglementaires peuvent en outre limiter les risques d'agressions liées à l'activité humaine. Citons à ce titre l'interdiction de survol des sites nucléaires ou le détournement de trafics routiers ou fluviaux présentant un risque trop élevé.

. Prise en compte des risques d'origine externe

Les risques d'origine externe au site peuvent être soit d'origine naturelle, soit liés à l'activité humaine. Les agressions d'origine naturelle faisant l'objet de dispositions particulières sont les séismes, les inondations d'origine externe au site, les conditions météorologiques extrêmes (neige, vent, grand froid). Les agressions liées à l'activité humaine retenues sont essentiellement les chutes d'avions et les risques dus à l'environnement industriel et aux voies de communication (explosion, incendie d'origine externe, gaz toxiques...).

La prévention et la protection contre les risques liés aux agressions externes ont pour objectif essentiel de limiter le rejet éventuel de substances radioactives dans l'environnement à des valeurs acceptables. Elles reposent donc sur des dispositions techniques pour conserver, y compris après arrêt du réacteur, les trois fonctions de sûreté déjà identifiées plus haut.

Pour les événements naturels tels que séismes, inondations, voire grands froids, l'approche consiste à déterminer par une étude historique les événements pour lesquels les installations doivent être protégées. Cette étude consiste par exemple à caractériser les séismes à partir de la connaissance des destructions relatées dans les documents historiques, sur une période de mille ans environ, mais aussi par l'observation du terrain (état des sols laissant apparaître des

mouvements de terrain très anciens permettant de remonter plus loin dans le temps). L'intensité sismique ainsi évaluée est ensuite majorée pour définir le "séisme majoré de sécurité", base du dimensionnement.

Les RFS (voir définition en Annexe 4) relatives aux agressions d'origine externe sont les suivantes :

- . prise en compte des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication,
- . prise en compte des risques liés aux chutes d'avion,
- . détermination des mouvements sismiques à prendre en compte pour la sûreté des installations,
- . prise en compte du risque d'inondation d'origine externe.

Il est hors de propos ici de traiter de la protection contre les actes de malveillance (par nature non divulgable). On peut simplement remarquer que le niveau des agressions internes (p. ex. incendie, inondation) et externes pris en compte et les critères d'installation et de dimensionnement imposés, contribuent à une protection efficace. De plus, les marges incluses dans le dimensionnement permettent en fait de résister à des agressions externes plus importantes que celles qui sont prises en compte au titre du dimensionnement, permettant ainsi de couvrir d'autres cas d'agressions.

3.3. Le fonctionnement et sa surveillance

a. Exploitation et arrêts normaux

. Les documents d'exploitation

Pour l'exploitation des centrales nucléaires, le personnel se réfère à différents documents en particulier concernant la sûreté. En premier lieu, les Règles Générales d'Exploitation (RGE) présentent les dispositions mises en oeuvre au cours de l'exploitation des réacteurs ; elles complètent le rapport de sûreté, qui traite essentiellement des dispositions prises à la conception du réacteur.

En font partie les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE), qui délimitent le domaine de fonctionnement normal du réacteur. Les paramètres d'exploitation (pression, température, flux neutronique, activité, débit...) sont mesurés en permanence à l'aide de capteurs. En cas de dépassement des critères prédéfinis, les automatismes de la centrale détectent le phénomène et déclenchent une alarme en salle de commande afin que les opérateurs soient informés de l'événement, analysent la situation et prennent les dispositions de conduite qui sont notamment imposées par les STE. Ce chapitre précise également les matériels requis en fonction de l'état du réacteur et indique les actions à entreprendre en cas de mauvais fonctionnement ou de panne de ces matériels.

. Les arrêts pour rechargement

Dans les centrales nucléaires exploitées en France, le remplacement du combustible usé, contenu dans le coeur du réacteur, oblige EDF à arrêter périodiquement l'installation afin d'ouvrir la cuve. Ces arrêts rendent momentanément accessibles des parties de l'installation qui ne le sont pas pendant son fonctionnement, notamment celles situées dans le bâtiment réacteur ; c'est en particulier le cas pour le circuit primaire principal. C'est également lors de ces arrêts que sont réalisées la plupart des modifications des installations qui ont été programmées. Le redémarrage d'un réacteur qui a été arrêté plus de 15 jours est soumis à l'accord de l'ASN, donné après examen des résultats des différentes opérations effectuées.

Enfin, après la divergence du réacteur, les résultats des essais physiques réalisés sur le coeur rechargé dans le réacteur pour montrer son bon comportement sont communiqués à l'ASN.

. Le "facteur humain" et la "culture de sûreté"

L'homme joue un rôle déterminant dans la sûreté des installations nucléaires (comme d'ailleurs dans toutes les installations complexes). Il faut donc prendre en compte ses capacités comme ses limites au stade de la conception et de la fabrication, ainsi que dans ses interactions avec les systèmes qu'il met en oeuvre ou qu'il surveille. C'est pourquoi une attention toute particulière est portée à ce qu'on appelle le "facteur humain". Les mesures prises dans ce domaine comprennent essentiellement :

- . une définition claire des responsabilités de tous les acteurs sur le terrain,
- . la mise en place de procédures de conduite en situation normale et accidentelle, élaborées à partir de simulations avec des équipes de conduite, afin que les opérateurs puissent diagnostiquer facilement toute condition anormale d'exploitation et réagir rapidement et efficacement en privilégiant la sûreté par rapport à l'exploitation si c'est nécessaire,
- . une formation et un entraînement périodiques des opérateurs, notamment à partir de simulateurs de conduite,
- . des postes de conduite et des salles de commande ergonomiques, conçus et réalisés d'après des études systématiques du comportement des opérateurs, qui facilitent au mieux la compréhension de l'état des systèmes et les actions à entreprendre,

. la présence d'un "ingénieur de sûreté-radioprotection" (ISR), véritable redondance humaine, qui renforce l'équipe de conduite en exerçant une surveillance et en établissant un diagnostic indépendamment de celle-ci.

Ces principes ont été encore développés, notamment après l'accident de Tchernobyl, pour aboutir à la notion de "**culture de sûreté**". Il apparaît en effet indispensable de donner à l'ensemble des personnels travaillant sur le site, une claire notion de l'importance de la sûreté à tous les niveaux. La priorité doit être donnée aux préoccupations de sûreté par rapport à toute autre considération.

. Incidents de fonctionnement

Les incidents significatifs doivent faire l'objet d'une déclaration à l'administration. Ils sont également analysés et les conclusions de ces examens peuvent conduire à des modifications de matériel, de systèmes ou de méthodes de conduite, voire des actions de formation complémentaire du personnel. Les incidents sont classés suivant une échelle particulière, l'échelle INES (voir Chapitre 4).

b. Vieillessement et réexamens de sûreté

. Le vieillissement et la sûreté

Les centrales nucléaires, comme toutes les installations industrielles, sont soumises au vieillissement. La stratégie générale d'exploitation doit donc prendre en compte ces phénomènes, pour maintenir pendant toute la durée de vie de l'installation un bon niveau de sûreté, compatible avec les exigences réglementaires. Ces phénomènes peuvent toucher aussi bien les équipements mécaniques qu'électriques ou électroniques, voire le génie civil. Cette surveillance fait l'objet d'un suivi très attentif de la part de l'exploitant et de l'ASN.

Le vieillissement conditionne la durée de vie des matériels. A ce titre, deux familles de matériels sont distinguées :

- . les matériels non remplaçables, c'est à dire la cuve et l'enceinte de confinement, pour lesquelles les dispositions prises à la conception et les dispositions de surveillance sont essentielles,
- . les matériels remplaçables, à savoir la totalité des matériels restants, pour lesquels la notion de durée de vie ne s'applique pas du fait de la possibilité de leur réparation ou de leur remplacement, mais pour lesquels un programme précis de surveillance et de maintenance doit être établi.

. Les réexamens de sûreté et les visites décennales

L'ASN fait procéder à un "bilan de santé" complet de chaque centrale nucléaire d'EDF avec une périodicité de l'ordre de 10 ans. Le réexamen de sûreté est l'occasion d'inspecter en profondeur les installations pour vérifier qu'elles respectent bien toutes les normes de sûreté. C'est également l'occasion de comparer le niveau de sûreté des installations à celui d'installations plus récentes et de réaliser les modifications jugées nécessaires dans le cadre d'une amélioration continue de la sûreté.

En particulier, le circuit primaire principal et le circuit secondaire principal font l'objet, tous les dix ans, d'une requalification comprenant une visite complète et une épreuve hydraulique. C'est ainsi qu'est contrôlée la cuve du réacteur, en particulier sa zone la plus irradiée, située face au coeur du réacteur.

La "durée de vie" de l'installation dépend du résultat de ces visites.

c. Surveillance hors site

Les dossiers que doit établir EDF pour soumission à l'ASN, portent sur les prélèvements d'eau et l'ensemble des rejets liquides et gazeux, radioactifs et non radioactifs. Les résultats sont communiqués chaque mois.

Les effluents radioactifs liquides provenant du fonctionnement de la centrale sont stockés pour décroissance naturelle dans de grands réservoirs. Un contrôle rigoureux de la radioactivité résiduelle est opéré avant de procéder au rejet dans la rivière ou dans la mer. Ce dispositif permet un stockage en période d'étiage, et une bonne dilution des effluents lorsque le débit du fleuve est de nouveau suffisant.

Pour les effluents radioactifs gazeux, il existe un dispositif de stockage sous pression le temps d'une décroissance suffisante de leur activité avant rejet par la cheminée à travers des filtres. Là aussi, un contrôle rigoureux de la radioactivité résiduelle est opéré avant de procéder à tout relâchement.

d. L'organisation en cas de crise

Les activités nucléaires sont exercées de façon à prévenir les accidents, mais aussi à en limiter les conséquences. A

cet effet, conformément au principe de défense en profondeur, il convient de prévoir les dispositions nécessaires pour faire face à une "situation d'urgence radiologique", même peu probable, découlant d'un incident ou d'un accident risquant d'entraîner une émission de matières radioactives ou un niveau de radioactivité susceptibles de porter atteinte à la santé publique.

Les dispositions d'urgence, que l'on peut qualifier de lignes de défense ultimes, comportent, pour les activités présentant des risques importants comme les INB, des organisations particulières et des plans d'urgence, impliquant à la fois l'exploitant et les pouvoirs publics. Ces plans précisent notamment la nature des interventions à mettre en place pour assurer la protection de la population, compte tenu de l'importance des expositions. Il existe un plan d'urgence interne à l'installation (PUI) et un plan particulier d'intervention à l'extérieur de cette installation (PPI).

Le PUI, établi par l'exploitant, a pour objet de ramener l'installation dans un état sûr et de limiter les conséquences de l'accident ; il précise l'organisation et les moyens à mettre en oeuvre sur le site. Il comprend également les dispositions permettant d'informer rapidement les pouvoirs publics.

Le PPI, établi par le préfet, a pour objet de protéger à court terme les populations en cas de menace et d'apporter à l'exploitant l'appui des moyens d'intervention extérieurs. Il précise les missions des différents services concernés, les schémas de diffusion de l'alerte et les moyens matériels et humains.

Ce dispositif de crise, régulièrement testé et évalué, fait l'objet de révisions régulières tenant compte du retour d'expérience des exercices, ainsi que de la gestion d'incidents réels. Les exercices peuvent être à dominante "sûreté nucléaire", concernant essentiellement la centrale, ou à dominante "sécurité civile", impliquant alors une simulation de mise en oeuvre du PPI. Ces exercices font également l'objet d'une coopération internationale, notamment avec les pays frontaliers.

Chapitre 4. Bilans et Conclusion

Ce dossier a pour objet de résumer méthodologie appliquée et moyens mis en oeuvre pour assurer la sûreté des centrales électronucléaires et des installations entrant dans le cycle du combustible. Cette description ne serait pas complète sans un bilan des résultats obtenus.

On peut tout d'abord se référer au bilan des incidents relevés en 2004 en France. Il est satisfaisant, comme l'indique la liste fournie par l'ASN en référence à l'échelle INES (voir Tables 4.1 et 4.2 ci-après).

Ce bilan peut être également dressé sur une plus large période. Après la mise en service en France de quelque 59 réacteurs et 40 années d'exploitation (pour ne parler que des réacteurs à eau sous pression), le bilan est le suivant :

- . aucun effet dommageable des centrales nucléaires sur l'environnement n'a été mis en évidence,
- . les effets des rejets radioactifs sur l'homme représentent moins du centième de la dose annuelle due à la radioactivité naturelle et sont largement inférieurs aux écarts de la radioactivité naturelle d'une région à l'autre,
- . les effets des rejets thermiques sur la vie aquatique sont négligeables,
- . les effets des rejets atmosphériques sur le climat sont négligeables.

Ce bilan peut d'ailleurs être encore étendu à l'ensemble du monde où, à l'exception de l'ex-Union Soviétique, les centrales électronucléaires de puissance n'ont jamais fait aucune victime en 50 ans de fonctionnement (les rares accidents corporels qui se sont produits n'ont jamais eu une origine "nucléaire"). Les seules victimes de l'électronucléaire ont été celles de Tchernobyl, réacteur dont les caractéristiques techniques et les conditions d'exploitation ne sont pas conformes aux principes exposés dans ce dossier.

Comparée aux autres activités industrielles (particulièrement dans le domaine énergétique) et eu égard au caractère massif de son utilisation (440 réacteurs en service dans le monde fin 2004), l'énergie nucléaire présente un bilan de sûreté remarquable. Elle se classe parmi les industries les plus sûres pour les personnes et celles dont les risques sont les mieux maîtrisés.

Enfin, il est important de souligner l'effort considérable dévolu à l'information du public par toutes les parties prenantes, et notamment par l'ASN grâce à son site Internet www.asn.gouv.fr et ses publications, telle la revue "Contrôle" (voir les Annexes 7 et 8).

Table 4.1**Application de l'échelle INES**

Echelle INES		Conséquences à l'extérieur du site	Conséquences à l'intérieur du site	Dégradation de la défense en profondeur
7	Accident majeur	Rejet majeur : effets étendus sur la santé et l'environnement		
6	Accident grave	Rejet important : susceptible d'exiger l'application intégrale des contre-mesures prévues		
5	Accident	Rejet limité : susceptible d'exiger l'application partielle des contre-mesures prévues	Endommagement grave du coeur du réacteur / des barrières radiologiques	
4	Accident	Rejet mineur : exposition du public de l'ordre des limites prescrites	Endommagement important du coeur du réacteur / des barrières radiologiques / exposition mortelle d'un travailleur	
3	Incident grave	Très faible rejet : exposition du public représentant une fraction des limites prescrites	Contamination grave / effets aigus sur la santé d'un travailleur	Accident évité de peu / perte des barrières
2	Incident		Contaminations importante / surexposition d'un travailleur	Incidents assortis de défaillances importantes des dispositions de sécurité
1	Anomalie			Anomalie sortant du régime de fonctionnement autorisé
0	Ecart	Aucune importance du point de vue de la sûreté		
Evènement hors échelle		Aucune pertinence du point de vue de la sûreté		

L'échelle INES est appliquée à toutes les installations du cycle du combustible. Pour les transports de matières radioactives qui ont lieu sur la voie publique, les critères concernant "l'intérieur du site" ne sont bien sûr pas retenus. Notons qu'en France, la proposition de classement par le déclarant est soumise à l'approbation de l'ASN qui est seule responsable de la décision finale de classement.

Cette échelle ne constitue pas un outil d'évaluation et ne peut servir de base à des comparaisons internationales : il n'y a en effet pas de lien direct entre un nombre faible d'incidents sans gravité et la probabilité d'occurrence d'un accident grave. L'utilisation de l'échelle INES permet à l'ASN de sélectionner, parmi l'ensemble des événements et incidents qui surviennent, ceux qui ont une importance suffisante pour faire l'objet d'une communication de sa part :

- tous les incidents classés au niveau 1 et au-dessus font systématiquement l'objet d'une information publiée sur le site Internet de l'ASN. Les incidents de niveau 2 et au-dessus sont, de plus, signalés à l'attention des journalistes, par envoi de communiqués de presse et contacts téléphoniques.

- les incidents de niveau 0 ne sont pas systématiquement rendus publics par l'ASN. Ils peuvent faire l'objet d'une publication s'ils présentent un intérêt médiatique particulier.

Table 4.2

Bilan de l'année 2004 et exemples d'événements classés sur l'échelle INES

Niveau 0 : en France, plusieurs centaines d'événements sont classés chaque année au niveau 0.

Niveau 1 : en France, une centaine environ d'événements sont classés chaque année au niveau 1.

Niveau 2 : en France, classement en 2004 au niveau 2 d'une anomalie générique affectant certains coffrets de raccordement électrique des centrales nucléaires d'EDF, qui pourrait empêcher le fonctionnement de différents matériels (moteurs, vannes) dans des conditions accidentelles conduisant à la présence d'eau ou de vapeur d'eau dans le bâtiment du réacteur.

Niveau 3 : en France, incendie d'un silo de stockage à La Hague en 1981. Classement en 2002 au niveau 3 par l'autorité compétente suédoise d'un incident survenu lors du transport par la société Federal Express (FedEx), entre la Suède et les Etats-Unis via l'aéroport de Roissy, d'un colis présentant à son arrivée un débit de dose supérieur à la limite réglementaire admissible.

A l'étranger, découverte en 2002 sur le réacteur de la centrale de Davis Besse (Etats-Unis) d'une cavité dans le couvercle de cuve due à une corrosion du métal par l'acide borique ; incendie et explosion en 1997 dans une installation d'enrobage en bitume d'effluents faiblement radioactifs à Tokai-Mura au Japon.

Niveau 4 : en France, endommagement en 1980 du coeur du réacteur graphite-gaz A2 de Saint-Laurent. Aucun autre événement de niveau 4 depuis lors.

A l'étranger, relâchement de produits de fission du fait d'un incendie en 1957 à Windscale (réacteur graphite-gaz) en Grande-Bretagne ; accident de criticité en 1999 dans une installation de fabrication de combustible de Tokai-Mura au Japon, avec irradiation aiguë de trois travailleurs dont deux sont décédés.

Niveau 5 : en France, aucun.

A l'étranger, fusion partielle en 1979 du coeur du réacteur à Three Mile Island aux Etats-Unis.

Niveau 6 : en France, aucun.

A l'étranger, explosion en 1957 d'une cuve de produits radioactifs à l'usine de retraitement de Kyshtym, en Russie.

Niveau 7 : en France, aucun.

A l'étranger, explosion en 1986 du réacteur 4 de la centrale nucléaire de Tchernobyl en Ukraine.

Annexe 1 Définitions

Nous donnons ci-après quelques définitions de termes très généraux qui sont utilisés dans ce dossier.

A1.1. "Sécurité" et "sûreté" nucléaires

La **sécurité nucléaire** est constituée par l'ensemble des dispositions prises pour assurer la protection des personnes et des biens contre les dangers, nuisances ou gênes de toute nature résultant de la création, du fonctionnement et de l'arrêt des installations nucléaires fixes ou mobiles ainsi que de la conservation, du transport, de l'utilisation et de la transformation des substances radioactives naturelles ou artificielles. La sécurité nucléaire fait appel à plusieurs disciplines et techniques telles que la protection contre les rayons ionisants, la sûreté nucléaire, la protection des installations et des transports nucléaires contre les actes de malveillance et les actions de sécurité civile en cas d'accident.

La **sûreté nucléaire** est définie comme l'ensemble des dispositions techniques et des mesures d'organisation relatives à la conception, à la construction, au fonctionnement, à l'arrêt et au démantèlement des installations comportant une source de rayonnements ionisants, ainsi qu'au transport des matières radioactives, et destinées à prévenir les accidents et à en limiter les effets.

La **radioprotection** est définie comme l'ensemble des règles, des procédures et des moyens de prévention et de surveillance visant à empêcher ou à réduire les effets nocifs des rayonnements ionisants produits sur les personnes directement ou indirectement, y compris par les atteintes portées à l'environnement.

A1.2. "Installations Nucléaires" et "Installations Nucléaires de Base" (INB)

Les principales **installations nucléaires** fixes, dénommées **installations nucléaires de base (INB)**, sont réparties dans les catégories suivantes :

- . les réacteurs nucléaires, à l'exception de ceux qui font partie d'un moyen de transport,
- . les accélérateurs de particules,
- . les usines de séparation, de fabrication ou de transformation de substances radioactives, notamment les usines de fabrication de combustibles nucléaires, de traitement de combustibles irradiés ou de conditionnement de déchets radioactifs,
- . les installations destinées au stockage, au dépôt ou à l'utilisation de substances radioactives, y compris les déchets.

Les trois derniers types d'installations ne relèvent toutefois de la réglementation des INB que lorsque la quantité ou l'activité totale des substances radioactives est supérieure à un seuil fixé, selon le type d'installation et le radioélément considéré.

On dénombre en France, au 31 décembre 2004, 126 installations ayant le statut d'INB.

A1.3. "Niveau de sûreté"

Les Pouvoirs Publics ont la responsabilité de définir les objectifs et les règles générales que doivent respecter les INB, sans définir précisément les règles techniques à mettre en oeuvre, celles-ci étant proposées par le constructeur et l'exploitant (voir ci-après).

La question cruciale qui se pose alors aux autorités est : quel niveau de sûreté est-il acceptable ? (traduite en anglais par l'expression "how safe is safe enough ?"). Comme toute installation industrielle, une INB présente des risques ("le risque nul n'existe pas") qu'il s'agit de limiter à un niveau jugé compatible avec ce qu'une société industrielle peut accepter. Le coût des mesures prises doit être confronté au coût des conséquences d'un accident grave, ainsi qu'au coût d'autres dispositions prises pour le bien des populations. Pour trouver une réponse, de nombreuses réflexions ont été et continuent d'être menées dans le monde sans qu'un consensus puisse se dégager.

L'approche française se veut à la fois exigeante et pragmatique. Elle est construite sur une base dite "déterministe", complétée par des évaluations "probabilistes" pour détecter les "points faibles" qui pourraient exister. Son application aux centrales nucléaires sera précisée dans le Chapitre 3.

La base déterministe est fondée sur l'expérience acquise, aussi bien en France qu'à l'étranger : aucun incident

sérieux n'a été enregistré sur de telles installations, notamment les réacteurs électronucléaires du type de ceux retenus en France. Seul l'accident de Three Mile Island aux Etats-Unis a conduit à un endommagement important du coeur, mais il n'y a eu aucun relâchement notable hors du bâtiment réacteur.

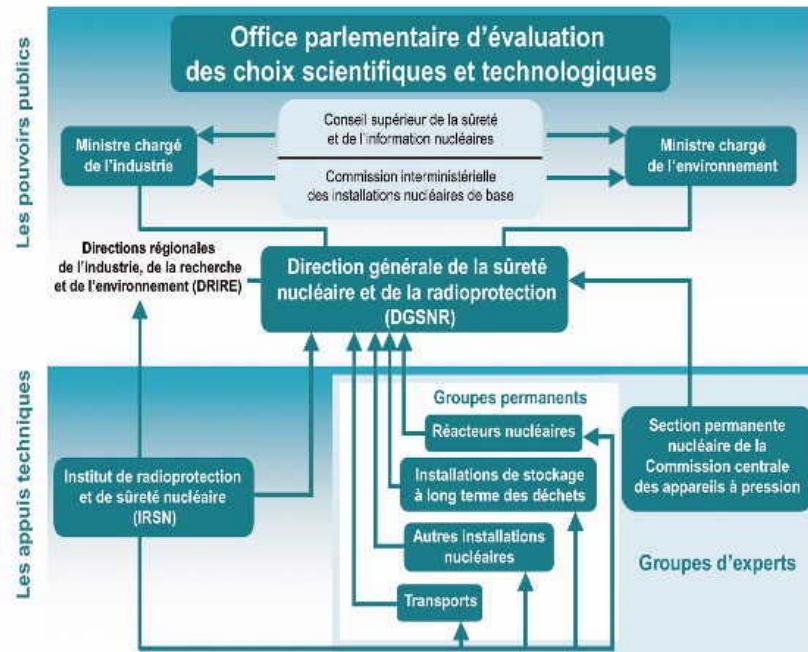
Les évaluations probabilistes visent à démontrer, par exemple, que le risque d'endommagement du coeur d'un réacteur, ou que le risque de relâchement important dans l'environnement, est inférieur à une certaine valeur, par exemple 10^{-6} par an (une chance sur un million de se produire en un an). On pourrait penser que cet outil probabiliste procure cet étalon de mesure de la sûreté mentionné plus haut. Compte tenu des incertitudes qui affectent ces calculs, cela n'est que partiellement vrai.

Le remarquable niveau de sûreté atteint en France est donc le résultat d'une conception anticipant sur toutes les situations incidentelles (dimensionnement-surveillance-moyens d'action), d'une réalisation exempte de défauts, autant que faire se peut, et d'une exploitation rigoureusement organisée.

Annexe 2

Les organismes et leurs responsabilités

La **Direction Générale de la Sûreté Nucléaire et de la Radioprotection (DGSNR)**, souvent appelée "Autorité de Sûreté Nucléaire" (ASN), assure : le contrôle de la sûreté des installations nucléaires et des transports des matières radioactives qui incombent aux ministres chargés de l'Environnement et de l'Industrie, ainsi que le contrôle de la radioprotection qui incombent au ministre chargé de la Santé. Les larges pouvoirs d'appréciation dévolus à l'ASN impliquent, d'une part qu'elle recoure au maximum d'avis compétents émanant d'organismes consultatifs et d'appuis techniques, et, d'autre part, qu'elle soit elle-même contrôlée. L'organisation comporte donc les autres acteurs suivants :



Organismes assurant le contrôle de la sûreté nucléaire

. La Commission Interministérielle des Installations Nucléaires de Base (CIINB)

La CIINB comporte un représentant de tous les ministères concernés, notamment ceux chargés de la défense, de l'environnement, de l'industrie, et de la santé. Elle est consultée par les ministres chargés de l'Environnement et de l'Industrie sur les demandes d'autorisation de création, ou de modification, des INB et sur l'élaboration et l'application de la réglementation relative à ces installations.

. Les Directions Régionales de l'Industrie, de la Recherche et de l'Environnement (DRIRE) et le Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires (BCCN)

Les moyens que les pouvoirs publics consacrent à la sûreté nucléaire intègrent les Directions régionales de l'industrie, de la recherche et de l'environnement (DRIRE) afin de bénéficier de l'efficacité qui résulte de la proximité géographique des installations.

Le Bureau de Contrôle des Chaudières Nucléaires (BCCN) est spécialement chargé de l'application de la réglementation des appareils à pression aux chaudières nucléaires à eau sous pression. Le BCCN procède également à l'instruction des dossiers relatifs à la chaudronnerie du circuit primaire principal et du circuit secondaire principal en phase d'exploitation, sous l'autorité du directeur de l'ASN. Le BCCN s'appuie pour ce faire sur l'expertise de l'IRSN.

. L'Institut de Radioprotection et Sûreté Nucléaire (IRSN) et autres appuis techniques

Pour l'examen des dossiers techniques, l'ASN s'appuie également sur les compétences d'environ trois cents experts réunis au sein de l'IRSN, lequel possède ses propres moyens de calculs et sous-traite l'exécution de programmes d'essais notamment au CEA.

Ponctuellement, l'ASN peut faire appel à d'autres appuis techniques tel le Bureau de Recherches Géologiques et Minières (BRGM).

. Les groupes d'experts

La DGSNR peut en outre solliciter l'avis de "groupes permanents d'experts", dont les présidents, vice-présidents et

membres sont nommés par décision des ministres compétents. On trouve :

- . un Groupe Permanent Réacteurs Nucléaires,
- . un Groupe Permanent Laboratoires et Usines,
- . un Groupe Permanent Déchets,
- . un Groupe Permanent Transports,
- . ainsi qu'une Section Permanente Nucléaire, créée au sein de la Commission Centrale des Appareils à Pression, pour suivre plus spécialement les appareils destinés aux installations nucléaires.

Remarque : pour les activités et installations nucléaires relevant de la Défense, une structure rigoureusement parallèle est en place autour d'un DSND (Directeur Sûreté Nucléaire Défense), homologue du DGSNR, qui s'appuie également sur les analyses de l'IRSN et l'expertise de commissions analogues aux groupes permanents.

Le contrôle démocratique s'exerce au travers du Parlement, et notamment par **l'Office Parlementaire d'Evaluation des Choix Scientifiques et Technologiques (OPECST)**. Il s'exerce également au travers d'organismes paritaires réunissant toutes les composantes de la société (syndicats, associations, journalistes, universitaires, etc.), c'est à dire le **Conseil Supérieur de la Sûreté et de l'Information Nucléaires (CSSIN)**, ainsi que les **Commissions Locales d'information (CLI)**.

Annexe 3

Les procédures d'autorisations et les documents à établir

. Généralités

La législation et la réglementation françaises interdisent l'exploitation d'une installation nucléaire sans autorisation. Dans ce cadre, les INB sont actuellement réglementées, en l'attente d'une loi spécifique des activités nucléaires, par un décret pris pour l'application de la loi relative à la lutte contre les pollutions atmosphériques et les odeurs. Ce décret prévoit notamment une procédure d'autorisation de création suivie d'une série d'autorisations délivrées lors des principales étapes marquant la vie de ces installations.

Les INB sont aussi soumises aux prescriptions suivantes :

- . décret fixant le régime d'autorisation des rejets d'effluents liquides et gazeux et des prélèvements d'eau,
- . règles de la Communauté Européenne de l'Énergie Atomique (EURATOM),
- . réglementations préexistantes ayant fait l'objet d'adaptation, telle que celle relative à la protection contre les actes de malveillance en tant que "points sensibles",
- . toute autre réglementation qui les concernent indépendamment du caractère nucléaire, telles qu'expropriations, urbanisme et construction, rejets de nature thermique, sans parler de réglementations applicables en raison de la situation du site, par exemple la proximité d'un monument historique.

Enfin, dans le cadre de la mise en application de la loi relative à la démocratie de proximité, un décret relatif à l'organisation du débat public et à la Commission nationale du débat public prévoit que la création sera obligatoirement soumise à la procédure du débat public lorsqu'il s'agit d'un nouveau site de production.

En conséquence, les procédures administratives correspondantes sont nombreuses et étalées dans le temps. Nous nous limiterons aux procédures spécifiques dues au caractère nucléaire des INB, et concernant les aspects techniques. Le processus réglementaire d'examen par l'ASN résumé ci-après implique en pratique des échanges "propositions-examens-critiques-modifications" suffisamment fréquents pour que, à chaque étape, les examens formels soient convenablement préparés : la description de points particuliers fournie ci-après n'en reflète que partiellement le volume et la complexité.

. Options de sûreté

Lorsqu'un exploitant envisage de construire une INB d'un type nouveau, il est d'usage qu'il en présente aussi tôt que possible, bien avant de faire une demande d'autorisation, les objectifs de sûreté et les principales caractéristiques. La DGSNR demande généralement au Groupe Permanent d'experts compétent d'examiner ces propositions, sur la base d'une analyse menée par l'IRSN, puis elle fait part à l'exploitant dans une lettre d'orientation, des questions dont il devra tenir compte dans sa demande d'autorisation de création. Cette procédure préparatoire ne se substitue pas aux examens réglementaires ultérieurs, mais vise à les faciliter.

. Construction

Les principales autorisations liées au caractère nucléaire de l'installation sont **l'autorisation de création** et les **autorisations de rejets d'effluents radioactifs**.

La demande d'autorisation de création est accompagnée en particulier, d'un **rapport préliminaire de sûreté** qui doit comporter tous les renseignements intéressant la sûreté, disponibles au moment de sa rédaction, et concernant la description du site, la conception des équipements, les conditions prévues pour leur réalisation et les prévisions de rejets d'effluents radioactifs. Ce rapport doit identifier les niveaux de qualité à atteindre pour les différentes parties de l'installation jouant un rôle dans la sûreté. Il donne également les résultats des études de sûreté effectuées. L'accent est mis sur l'inventaire des risques de toutes origines que peut présenter l'installation et l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et des mesures propres à réduire la probabilité des accidents et leurs effets.

Le projet de décret d'autorisation est élaboré par l'ASN après examen du dossier d'instruction administrative, des résultats de l'enquête et de l'avis émis par le Groupe Permanent. Ce projet de décret est examiné par la CIINB et soumis pour avis conforme au Ministre de la Santé. Le décret est pris par le Premier ministre. Il fixe les prescriptions auxquelles doit se conformer l'exploitant et les modalités de la procédure ultérieure.

Les rejets d'effluents radioactifs dans l'eau et dans l'air sont soumis à des autorisations garantissant la

radioprotection du public en exploitation normale. Elles sont délivrées avant la mise en service du réacteur. Les deux procédures sont voisines et prévoient deux étapes : une étude préliminaire qui doit être déposée au plus tard au moment de la demande d'autorisation de création, puis une demande d'autorisation de rejet déposée au plus tard un an avant les premiers rejets de l'installation.

. Mise en service

L'arrivée de la première charge d'éléments combustibles neufs dans le bâtiment de stockage du réacteur ne peut intervenir qu'après autorisation des ministres chargés de l'Environnement et de l'Industrie. Cette autorisation est délivrée après examen par l'ASN :

- . des conditions d'entreposage prévues par l'exploitant, qui lui ont été présentées au moins trois mois auparavant ;
- . des conclusions d'une inspection qui a lieu avant la date prévue pour l'arrivée des éléments combustibles.

Par ailleurs, six mois avant le chargement du réacteur, l'exploitant doit transmettre **un rapport provisoire de sûreté**, accompagné de règles générales d'exploitation (RGE) provisoires et d'un plan d'urgence interne (PUI) précisant l'organisation et les moyens à mettre en oeuvre sur le site en cas d'accident. C'est au vu de l'avis de la DGSNR que les ministres peuvent autoriser le chargement du combustible et les essais de mise en service.

Au moins quatre autorisations successives sont nécessaires dans la phase de démarrage :

- . l'autorisation de chargement : elle permet la mise en place des éléments combustibles fissiles dans la cuve du réacteur et le début des essais, combustibles en place (essais dit précritiques à froid),
- . l'autorisation d'effectuer les essais précritiques à chaud qui ont lieu avant la première divergence : ces essais sont subordonnés au bon résultat des essais précritiques à froid et permettent d'atteindre (en faisant tourner les pompes primaires) la température et la pression nominales du circuit primaire,
- . l'autorisation de première divergence et de montée en puissance jusqu'à 90% de la puissance nominale prévue,
- . l'autorisation de montée en puissance à 100% de la puissance nominale prévue.

En outre, les essais précritiques ne sont autorisés qu'après délivrance du procès-verbal d'épreuve hydraulique du circuit primaire par la DRIRE de la région Bourgogne, région où se situent les usines de fabrication des gros composants primaires. En fait, le contrôle du BCCN s'exerce depuis la conception jusqu'à l'épreuve hydraulique générale sur le site, en passant par la fabrication en usine et l'assemblage et montage des composants sur le site. Le BCCN assure la même surveillance sur le circuit secondaire principal.

Dans un délai fixé dans l'autorisation de création, l'exploitant est tenu de soumettre aux ministres chargés de l'Environnement et de l'Industrie un **rapport définitif de sûreté** qui comprend les résultats des essais et de la première période d'exploitation ainsi qu'une mise à jour des règles générales d'exploitation et du plan d'urgence interne du site. Ce n'est qu'après analyse de ces documents qu'est approuvée la mise en service définitive.

. Mise à l'arrêt définitif et déconstruction

Lorsqu'un exploitant prévoit, pour quelque cause que ce soit, la mise à l'arrêt définitif de son installation, il doit en informer la DGSNR. On distingue actuellement, après ces éventuelles opérations dites de "cessation définitive d'exploitation", deux phases successives de travaux, à savoir:

- . les opérations de "mise à l'arrêt définitif", autorisées par décret comme indiqué ci-dessus, qui portent principalement sur le démontage des matériels externes à l'îlot nucléaire et non nécessaires au maintien de la surveillance et de la sûreté de celui-ci, le maintien ou le renforcement des barrières de confinement, l'établissement d'un bilan de radioactivité,
- . les travaux de "démantèlement" portant sur la partie nucléaire proprement dite qui peuvent être engagés à l'issue des opérations de mise à l'arrêt définitif, ou encore différés pour permettre de bénéficier de la décroissance radioactive de certains matériaux activés ou contaminés.

Dès lors que les travaux de démantèlement affectent suffisamment l'installation pour en changer la nature, tout en lui conservant son statut d'INB, il y a création d'une nouvelle INB qui doit faire l'objet d'une nouvelle autorisation délivrée par décret à l'issue d'une procédure complète comportant une enquête publique. Généralement, l'installation considérée devient une unité d'entreposage de ses propres matériels laissés en place.

Si les travaux de démantèlement sont poussés jusqu'au stade où la radioactivité totale des substances radioactives restantes devient inférieure au minimum réglementaire justifiant le classement comme INB, l'installation pourra être rayée de la liste des INB (déclassement).

Annexe 4

Les Règlements, Codes et Normes

Une série de textes fixe des règles et pratiques techniques en matière de sûreté nucléaire. Les textes de nature réglementaires (émis par l'ASN) fixent les objectifs généraux et sont relativement peu nombreux. Il appartient à l'industrie de proposer les modalités d'application qui seront soumises à l'approbation de l'ASN.

. La réglementation concernant la radioprotection

Une mise à jour des dispositions législatives et réglementaires françaises concernant la radioprotection contenues dans le code de la santé publique et dans le code du travail a été entreprise depuis la publication des directives Euratom fixant d'une part les normes de base relatives à la protection des travailleurs et de la population contre les dangers des rayonnements ionisants et, d'autre part, la protection des personnes exposées à des fins médicales.

. La réglementation technique générale

Une série hiérarchisée de textes réglementaires fixe des règles techniques en matière de sûreté nucléaire. Elle traite actuellement de quatre sujets importants : les équipements sous pression, l'organisation de la qualité, les prélèvements et rejets des INB, les nuisances et risques externes résultant de l'exploitation des INB.

En ce qui concerne les équipements sous pression, les INB en comprennent deux : d'une part ceux qui sont spécifiques du domaine nucléaire, c'est-à-dire ceux qui confinent des produits radioactifs, d'autre part ceux du domaine classique qui ne sont pas spécifiques des installations nucléaires.

Pour ce qui est de la qualité, un arrêté précise les règles générales d'assurance et d'organisation de la qualité que doivent suivre les exploitants aux trois stades de la conception, de la construction et de l'exploitation des INB. Il est en effet fondamental pour la sûreté qu'un réacteur soit construit en stricte conformité avec les spécifications fixées lors de sa conception. C'est l'objet des dispositions dites "d'assurance de la qualité".

. Les Options de Sûreté et les Règles Fondamentales de Sûreté (RFS)

Les "options de sûreté" et les règles fondamentales de sûreté (RFS) constituent une codification conforme à la pratique réglementaire technique de l'ASN :

- . les options de sûreté sont spécifiées à l'occasion de la revue par l'ASN d'un avant-projet de nouveau réacteur,
- . les RFS sont des recommandations de l'ASN qui définissent, dans divers domaines techniques, des objectifs de sûreté et décrivent des pratiques qu'elle juge satisfaisantes pour respecter ceux-ci. Il existe une quarantaine de RFS.

. Les Règles de Conception et de Construction (RCC)

La pratique réglementaire française en matière de sûreté nucléaire exige que l'exploitant écrive et présente l'ensemble des règles, codes et normes qu'il met en oeuvre lors de la conception, de la réalisation et de la mise en service des équipements importants pour la sûreté. En conséquence, exploitants et constructeurs ont développé des "Règles de Conception et de Construction" (RCC) qui transposent concrètement les exigences de la réglementation technique générale tout en reflétant la bonne pratique industrielle. Les RCC couvrent les domaines suivants :

- . RCC-G : Règles de conception et de construction applicables au génie civil,
- . RCC-I : Règles de conception et de construction applicables à la protection incendie,
- . RCC-M : Règles de conception et de construction applicables aux composants mécaniques pour les réacteurs à eau sous pression,
- . RCC-MR : Règles de conception et de construction applicables aux composants mécaniques pour les réacteurs à neutrons rapides,
- . RCC-E : Règles de conception et de construction applicables aux composants électriques,
- . RCC-C : Règles de conception et de construction applicables aux assemblages combustibles.

Certaines de ces règles sont rédigées et publiées par l'Association française pour les règles de conception, de construction et de surveillance en exploitation des matériels de chaudières électronucléaires (AFCEN), à laquelle participent notamment EDF et Framatome ANP. Dans la continuité du code RCC-M, l'AFCEN a élaboré un recueil des "Règles de surveillance en exploitation des matériels mécaniques" (RSEM). Il existe par ailleurs un RCC-P pour chacun des paliers (Règles de conception et de construction applicables aux procédés), mais ces RCC-P ne sont plus tenus à jour car leur évaluation fait double emploi avec celle des rapports de sûreté.

L'ASN procède à l'examen des RCC et de leurs révisions, ce qui se traduit dans la plupart des cas par la rédaction d'une RFS qui en reconnaît ainsi l'acceptabilité globale à la date de l'édition concernée.

Annexe 5

Concertation et harmonisation internationales

Les organismes internationaux intervenant dans le domaine de la sûreté nucléaire sont succinctement décrits ci-après.

. Les conventions internationales

Il existe des conventions internationales intéressant la sûreté nucléaire négociées à la suite de l'accident de Tchernobyl. L'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA) en est le dépositaire et en assure le secrétariat. Ce sont :

- . deux conventions concernant la prévention des accidents nucléaires : la "convention sur la sûreté nucléaire" et la "convention commune sur la sûreté de la gestion du combustible usé et sur la sûreté de la gestion des déchets radioactifs",

- . et deux conventions concernant la gestion des conséquences des accidents : la "convention sur la notification rapide d'un accident nucléaire" et la "convention sur l'assistance en cas d'accident nucléaire ou de situation d'urgence radiologique".

. L'Union Européenne

Au delà de la radioprotection couverte par le traité Euratom qui fait déjà l'objet de directives, et des études d'incidences sur l'environnement couvertes par le traité instituant la Communauté européenne, la Commission européenne a été reconnue compétente dans le domaine de la sûreté nucléaire. Les domaines sont : la sûreté des installations, la gestion des déchets radioactifs, le déclassement des installations et la réhabilitation des territoires contaminés.

. Autres organisations de coopération internationales

- **L'AIEA (Agence Internationale de l'Energie Atomique)** est une agence de l'Organisation des Nations Unies qui regroupe 133 Etats membres. Les activités de l'AIEA relatives à la sûreté nucléaire sont résumées ci-après.

- . "Services" destinés à donner aux États membres, des avis sur des aspects particuliers intéressant la sûreté. Les rapports tels ceux des missions OSART (examens de la sûreté en exploitation des centrales électronucléaires) réalisées en France, sont disponibles en langue anglaise sur le site Internet de l'ASN.

- . "**Normes de sûreté**", décrivant les principes et pratiques de sûreté, reflet d'un consensus international sur la définition de ce que constitue un niveau de sûreté suffisamment élevé pour protéger les personnes et l'environnement. L'AIEA est habilitée à définir ou à adopter ces normes et à veiller à leur application. Elles sont considérées comme la pierre angulaire du dispositif mondial en matière de sûreté nucléaire.

- . Avis et recommandations (qui peuvent prendre la forme de rapports) du **Groupe consultatif international pour la sûreté nucléaire (INSAG)**, placé auprès du Directeur Général de l'AIEA dans les domaines de la sûreté nucléaire, la radioprotection et les déchets. Les membres de l'INSAG sont désignés par le Directeur Général pour une période de trois ans en fonction de leur haut niveau de compétence.

- . **Echelle de gravité des événements nucléaires INES (pour International Nuclear Event Scale)** qui a pour but de faciliter la perception par les médias et le public de l'importance, du point de vue de la sûreté nucléaire, des incidents et accidents (voir Chapitre 4).

- **L'AEN (Agence de l'OCDE pour l'Energie Nucléaire)** comprend tous les pays de l'OCDE, à l'exception de la Nouvelle-Zélande et de la Pologne, soit 29 pays. Son principal objectif est de promouvoir la coopération entre les gouvernements des pays participants pour le développement de l'énergie nucléaire en tant que source d'énergie sûre, acceptable du point de vue de l'environnement et économique. Des groupes de travail organisent des conférences internationales, des séminaires spécialisés et des comparaisons internationales de méthodes d'évaluation en vue de leur qualification. Les rapports des groupes de travail portent sur l'état de l'art en matière de sûreté et enrichissent la base de données de l'AEN concernant la connaissance de la physique, la gestion des accidents et les codes de calcul pouvant servir aux évaluations de sûreté. Les groupes proposent des recueils de bonnes pratiques issues de leurs échanges.

- **L'UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on Effects of Atomic Radiations)** est un comité d'experts internationaux qui procède à la synthèse de l'ensemble des données scientifiques sur les sources de rayonnements et les risques qu'ils font peser sur l'environnement et la santé des populations. Dans ce domaine de la radioprotection, il existe d'autres organismes, outre l'AIEA et l'AEN, tels l'**ICRU (International Commission on Radiation Units and Measurements)**, dont la mission est de développer un ensemble cohérent de grandeurs et unités de mesure des rayonnements ionisants, et la **CIPR (Commission Internationale de Protection Radiologique)** émet à l'intention des agences réglementaires des recommandations générales à ne pas dépasser, en particulier en matière de protection et de niveaux d'exposition. Au total, une dizaine d'organismes de concertation, indépendants les uns des autres, s'occupent

de radioprotection, mais on est encore loin de règles universellement reconnues.

- **L'INRA (International Nuclear Regulators' Association)**, regroupe les responsables des Autorités de sûreté nucléaire d'Allemagne, du Canada, d'Espagne, des Etats Unis d'Amérique, de la France, du Japon, du Royaume-Uni et de la Suède. Elle a été formée en mai 1997 avec pour objectif de constituer, pour un petit groupe de chefs d'Autorités de sûreté des pays nucléaires les plus avancés, une enceinte où ils peuvent aborder des sujets d'intérêt mutuel et faire des recommandations pour renforcer la sûreté nucléaire à travers le monde.

- **L'association WENRA (Association des responsables des Autorités de sûreté nucléaire des pays d'Europe de l'Ouest)** regroupait initialement les responsables des Autorités de sûreté nucléaire d'Allemagne, de Belgique, d'Espagne, de Finlande, de France, d'Italie, des Pays-Bas, du Royaume-Uni, de Suède, et de Suisse. En mars 2003, les responsables des Autorités de sûreté des sept pays "nucléaires" (exploitant au moins un réacteur nucléaire pour la production d'électricité), alors candidats à l'adhésion à l'Union Européenne : Bulgarie, Hongrie, Lituanie, République tchèque, Roumanie, Slovaquie et Slovénie, ont été intégrés à cette association.

Il est intéressant de signaler que l'ASN a mis en ligne sur son site Internet (pour commentaire avant le 1er juin 2006, directement sur le site Internet de l'association WENRA), trois rapports produits par cette association, relatifs à l'harmonisation européenne. Le premier est consacré à la "sûreté des réacteurs électronucléaires existants", le deuxième concerne la "sûreté des entreposages de déchets radioactifs et de combustibles usés, et le troisième est relatif au "démantèlement des installations nucléaires".

- L'initiative **Eurosafe** rassemble sept organismes européens disposant de compétences en matière d'expertise de sûreté, tels l'IRSN en France et la GRS (Gesellschaft für Reaktor Sicherheit) en Allemagne. L'approche Eurosafe tend à établir une convergence des pratiques nécessaires à une harmonisation des dispositions réglementaires en Europe.

- **WANO (World Association of Nuclear Operators)** rassemble tous les exploitants de centrales nucléaires du monde qui reconnaissent par leur engagement, l'importance de leur mission qui est de "maximiser la sûreté et la fiabilité de l'exploitation des centrales nucléaires par l'échange d'information, en encourageant la communication, la comparaison et l'émulation entre ses membres". La création de WANO en mai 1989 (après les accidents de Three Mile Island et de Tchernobyl), procède entre autres, du principe de simple bon sens, qu'il est préférable de tirer profit des erreurs des autres pour éviter de commettre les mêmes erreurs. De même il est préférable de s'approprier une bonne idée plutôt que d'entreprendre entièrement la même démarche et de refaire seul à nouveau le travail, sans nécessairement atteindre un meilleur résultat.

- **Les EUR (European Utility Requirements)** ont été développés par quelques uns des principaux électriciens européens afin d'aboutir à un cahier des charges commun pour les futurs réacteurs nucléaires à eau légère à construire en Europe de l'Ouest au delà de l'an 2000. Ce document EUR a été publié pour la première fois en 1994. Depuis lors il a été révisé et augmenté plusieurs fois. Tous les électriciens ouest-européens qui souhaitent garder l'option nucléaire ouverte pour le futur sont maintenant parties prenantes de ce développement. De plus, tous les principaux acteurs qui peuvent avoir une influence en Europe (autres électriciens, vendeurs de systèmes nucléaires présents sur le marché européen, autorités de sûreté et administrations) sont associés au développement du document EUR. Le dialogue est également bien établi avec les constructeurs et les électriciens hors Europe dans le but d'harmoniser certaines approches au niveau mondial. Le contenu du document EUR reste sous strict contrôle des électriciens EUR qui seuls en prennent la responsabilité.

- **L'association FRAREG (Association des responsables des Autorités de sûreté nucléaire des pays exploitant des centrales de conception française)** regroupe les responsables des Autorités de sûreté nucléaire d'Afrique du Sud, de Belgique, de République populaire de Chine, de Corée du Sud et de France. Elle s'est donné pour mandat de faciliter les échanges d'expérience d'exploitation tirée du contrôle des réacteurs conçus et/ou construits par le même fournisseur, et de permettre aux Autorités de sûreté de comparer les méthodes qu'elles appliquent pour gérer les problèmes génériques et évaluer le niveau de sûreté des réacteurs de type Framatome qu'elles contrôlent.

- **FROG (Framatome Owners Group)** rassemble tous les exploitants de centrales nucléaires d'Afrique du Sud, de Belgique, de République populaire de Chine, de Corée du Sud et de France dont la partie nucléaire a été fournie par Framatome.

Annexe 6

Le Projet EPR

A6.1. Organisation générale pour la conception du modèle

Le projet de réacteur EPR, "European Pressurized water Reactor", est l'aboutissement d'une coopération exemplaire entre organismes français et allemands industriels, exploitants, organismes de recherche et experts de sûreté. Les deux pays ont mis en commun toute leur expérience et leurs moyens pour concevoir un réacteur répondant au mieux aux critères actuels en matière de sûreté, d'économie et de développement durable.

L'examen des études de conception du projet de réacteur EPR a également été l'occasion de définir des exigences communes entre les Autorités de sûreté française et allemande ; les nombreux échanges techniques qui ont eu lieu entre les experts des deux pays, avec des réunions communes des groupes d'experts placés auprès des Autorités de sûreté, et un examen conjoint par les appuis techniques IRSN et GRS des dossiers présentés par les concepteurs, y ont contribué de manière déterminante.

Toutes ces considérations ont conduit tout naturellement au choix d'une conception évolutionnaire, basée sur une combinaison améliorée des modèles N4 français et Konvoi allemand, les plus modernes en service dans les deux pays, tirant ainsi partie au maximum de ce "contexte nucléaire" décrit dans le Chapitre 2. De façon similaire à la démarche RCC décrite dans ce Chapitre 2, les industriels ont transcrit les pratiques spécifiques qu'ils entendaient mettre en oeuvre lors de la réalisation des réacteurs EPR, dans une série de dossiers appelés "EPR Technical Codes" (ETCs).

Développé alors que le document EUR (European Utility Requirements, voir Annexe5) était élaboré, le projet EPR est très largement conforme à ses exigences.

A6.2. Revue des options de sûreté par les Autorités de Sûreté

L'examen des grandes options de sûreté du projet a été engagé en 1993 à travers une coopération technique franco-allemande. Les recommandations successives émises par les groupes d'experts français et allemands ont été approuvées conjointement par les Autorités de sûreté nucléaire des deux pays, puis, à partir de la fin de l'année 1998, par l'Autorité de sûreté nucléaire française seule.

Le processus d'examen a conduit à la transmission en octobre 1997 aux Autorités de sûreté nucléaire française et allemande d'un premier avant-projet détaillé pour l'îlot nucléaire de l'EPR, le "Basic Design Report", qui prenait en compte les recommandations déjà émises. A la suite d'une phase d'optimisation du projet conduite en 1998 par les concepteurs, une remise à jour du "Basic Design Report" a été transmise en février 1999. En octobre 2000, la version définitive des "Technical Guidelines" (recommandations relatives aux grandes options de sûreté du projet EPR), a été validée par le Groupe Permanent d'experts pour les réacteurs nucléaires, assisté des experts allemands.

Dans le cadre de la préparation d'une demande d'autorisation, Électricité de France a transmis à l'ASN début 2001 une première version projet du Rapport Préliminaire de Sûreté, dite version générique, car ne comportant aucun élément spécifique lié au choix du site.

Le 28 septembre 2004, le directeur général de l'ASN a adressé au président d'EDF une lettre présentant la position des pouvoirs publics sur les options de sûreté du projet. Sur la base de l'examen réalisé par l'ASN et le Groupe Permanent, les pouvoirs publics considèrent que les options de sûreté retenues satisfont à l'objectif d'amélioration de la sûreté par rapport aux réacteurs actuels. Cette position des pouvoirs publics, à caractère technique, ne constitue en aucune manière une autorisation de construction d'un réacteur EPR mais permet de faciliter l'instruction ultérieure d'une éventuelle demande.

En octobre 2004, EDF a annoncé avoir choisi le site de Flamanville pour un projet d'implantation d'un réacteur de type EPR. EDF a ensuite saisi la Commission nationale du débat public (CNDP), conformément aux textes réglementaires qui stipulent qu'un débat public national doit être mené sur le choix d'implantation de tous les ouvrages et infrastructures importants. A l'issue de ce débat, EDF déposera, le cas échéant, un dossier de demande d'autorisation de création d'un réacteur EPR. L'ASN examinera alors les questions de sûreté liées au site d'implantation du réacteur.

Par ailleurs, après dépouillement des réponses à un appel d'offres international, l'entreprise de production

d'électricité finlandaise TVO a déposé en 2004 une demande de permis de construire d'un réacteur EPR. Dans ce contexte, les Autorités de sûreté nucléaire finlandaise (STUK) et française ont décidé de renforcer leur collaboration. Le permis de construire a été obtenu en février 2005 et la construction doit s'achever en 2008. Outre la transmission à STUK de l'ensemble des rapports concernant l'évaluation déjà menée en France sur le projet EPR, plusieurs réunions techniques communes entre autorités ont déjà eu lieu et un expert finlandais a été nommé au sein du Groupe Permanent. Enfin l'ASN a contrôlé, pour le compte de STUK, le début de la fabrication des gros composants du projet finlandais, tels que la cuve et les générateurs de vapeur.

A6.3. Remarques concernant les caractéristiques techniques du modèle

L'EPR a été conçu en continuité avec les réalisations françaises et allemandes les plus récentes, mais avec une sévérité accrue.

Ainsi, le dimensionnement prend en compte des niveaux d'agressions externes notablement plus élevés que ceux utilisés pour le projet précédent (palier N4) pour que l'EPR puisse être construit sur la plupart des sites européens potentiels sans modification majeure : séisme de dimensionnement calé à 0,25g, soit +67%, avec des spectres de sol adaptés à tous les types de sol envisagés, chute accidentelle d'avion de type militaire, multipliant les forces d'impact par un facteur de l'ordre de 10,... Les règles de dimensionnement des structures de Génie Civil (ETC-C) sont basées sur la philosophie des Eurocodes, ce qui facilitera leur application partout en Europe.

Du fait de l'expérience d'exploitation acquise sur les réacteurs en service, les contraintes d'exploitation et les aspects liés aux facteurs humains sont pris en compte dès la conception dans le but notamment d'améliorer la radioprotection des travailleurs et de limiter les rejets radioactifs et la quantité et l'activité des déchets produits.

Le risque de fusion du cœur est réduit d'un facteur 10 par rapport aux centrales existantes ; cet objectif est atteint grâce aux études probabilistes de sûreté effectuées en même temps que la conception, de façon à mettre en évidence des situations comportant des défaillances multiples pour lesquelles des dispositions sont prises pour en réduire la fréquence ou en limiter les conséquences.

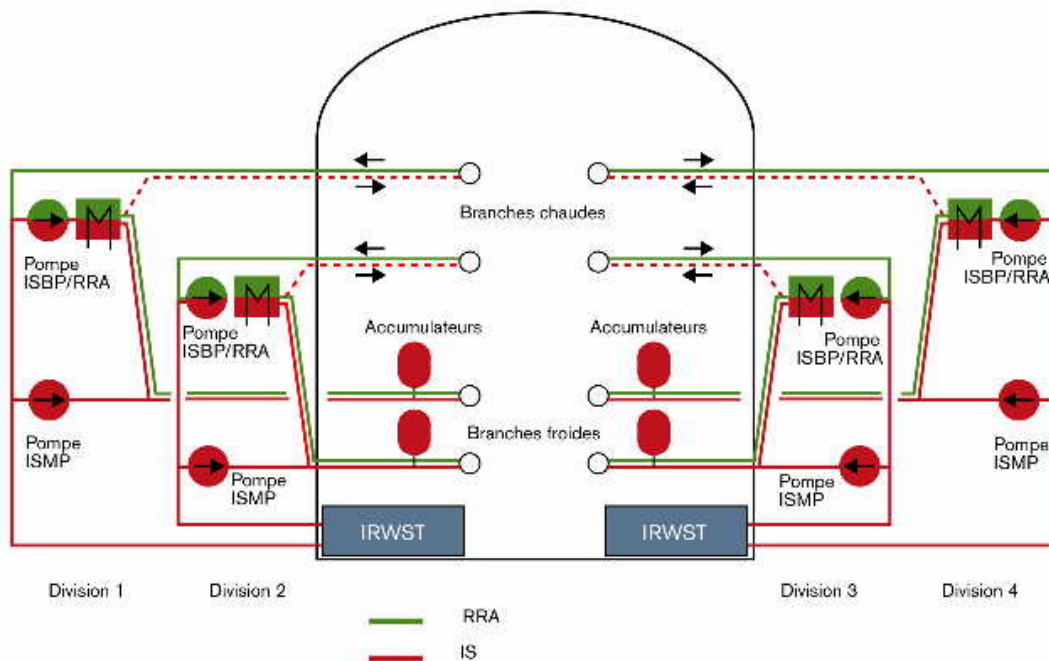


Schéma du système Injection de sécurité (RIS) et refroidissement à l'arrêt (RRA)

Le système RIS est utilisé pour injecter de l'eau dans le circuit primaire en cas de rupture de celui-ci. Il comporte quatre trains identiques, géographiquement séparés, chacun d'eux étant capable d'assurer seul la fonction requise. Cette conception permet de supposer :

- un train est perdu du fait de l'accident (p. ex., parce qu'il injecte dans la boucle primaire rompue),
- un train est perdu en application du critère de défaillance unique,
- un train est supposé inutilisable car il est en cours de maintenance préventive.

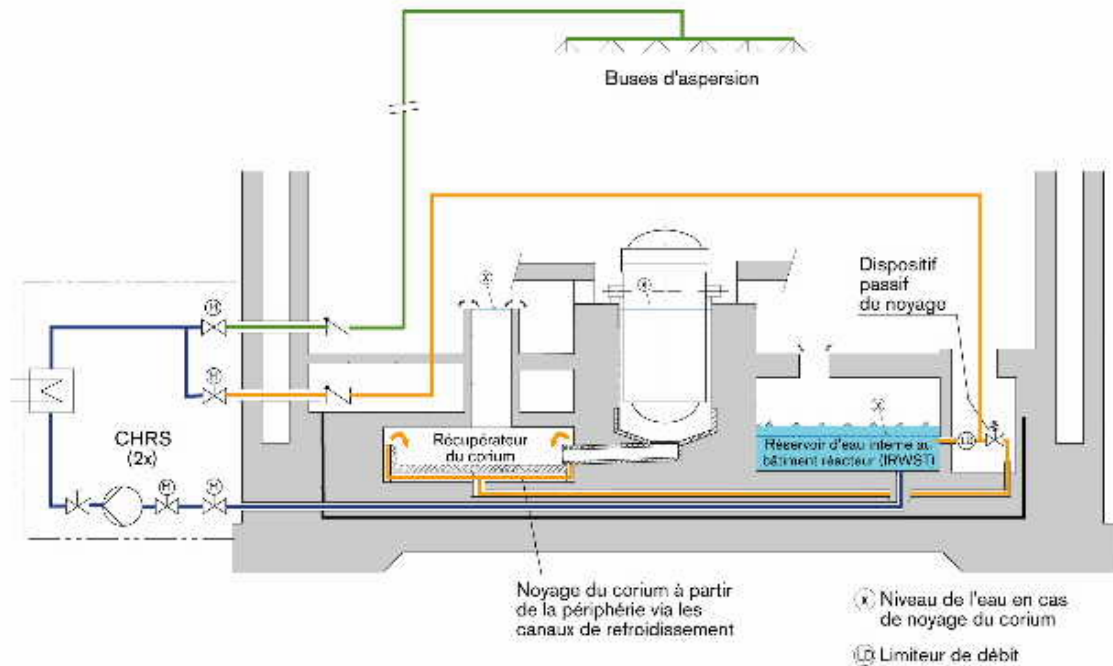
Les rejets radioactifs pouvant résulter de tous les accidents concevables sont minimisés :

- . pour les accidents sans fusion du cœur, des mesures de protection des populations vivant dans le voisinage de la

centrale endommagée ne sont pas nécessaires (pas d'évacuation ni de mise à l'abri),

. pour les accidents avec fusion du coeur à basse pression, les mesures de protection des populations sont très limitées en termes d'étendue et de durée (pas de relogement permanent, pas d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat de l'installation, mise à l'abri limitée, pas de restriction à long terme de la consommation de produits alimentaires) ; ceci est obtenu par un dimensionnement adéquat de l'enceinte étanche qui peut résister à une telle situation, grâce notamment à la mise en place sous la cuve du réacteur d'un dispositif spécialement conçu pour récupérer, contenir et refroidir le coeur en fusion,

. les accidents susceptibles de conduire à des rejets radioactifs précoces importants (tels les accidents avec fusion du coeur à pression élevée et les détonations d'hydrogène), sont "pratiquement éliminés" par des dispositions particulières.



Système de refroidissement de l'enceinte (CHRS)

Les dispositifs qui équipent l'EPR pour limiter les conséquences d'un hypothétique accident conduisant à une fusion du coeur sont typiques de ce réacteur de troisième génération. Ces dispositifs sont notamment : un récupérateur du combustible qui a fondu ("corium") et un système d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte. Il existe également des recombineurs d'hydrogène qui permettent de ne jamais pouvoir atteindre des concentrations dangereuses dans l'enceinte.

Annexe 7

Références

Principales références ayant servi à l'établissement de ce dossier :

- . La radioprotection internationale : les acteurs internationaux – DGSNR Contrôle n° 167 Décembre 2005
- . Le réacteur EPR – DGSNR Contrôle n° 164 mai 2005
- . La sûreté nucléaire et la radioprotection en France en 2004 - DGSNR
- . L'harmonisation de la sûreté nucléaire en Europe - DGSNR Contrôle n° 159 Juillet 2004
- . La recherche en sûreté nucléaire et en radioprotection - DGSNR Contrôle n° 160 Septembre 2004
- . Les études probabilistes de sûreté - DGSNR Contrôle n° 155 Novembre 2003
- . La protection contre les risques externes - DGSNR Contrôle n° 142 Septembre 2001
- . L'énergie nucléaire en 110 questions - Ministère de l'Industrie 1996
- . Les études probabilistes de sûreté - RGN Année 2003 n°1
- . Les installations nucléaires face à leur environnement - RGN Année 2002 n°5
- . EPR – AREVA 2005
- . Savoir parler du nucléaire – AREVA 2004
- . Tout sur l'énergie nucléaire – AREVA 2003

Autres références intéressantes :

- . Documents préparés par l'AIEA, et notamment les rapports de l'INSAG, par exemple INSAG 10 : "la défense en profondeur", INSAG 12 : "basic safety principles", INSAG 13 : "safety culture", ... (voir sur le site Internet de l'AIEA indiqué Annexe 8)
- . Autres rapports Contrôle de la DGSNR, par exemple : La sûreté du cycle du combustible – DGSNR Contrôle n° 162 janvier 2005, ... (voir sur le site Internet de l'ASN indiqué Annexe 8)
- . Le livre "La sûreté nucléaire en France et dans le monde" de Jean Bourgeois, Pierre Tanguy, François Cogné et Jean Petit, éd. Polytechnica (1996)
- . Les Techniques de l'Ingénieur, notamment les articles :
 - BN 3 820 "sûreté des réacteurs français en service
 - BN 3 830 "réacteurs du futur – évolution de l'approche de sûreté"
- . Dossiers du GR 21, par exemple ceux concernant le transport et le démantèlement (disponibles sur le site Internet de la SFEN indiqué Annexe 8)

Annexe 8

Principaux sites Internet

Les sites Internet des organismes cités dans ce dossier, notamment ceux de la DGSNR et de la SFEN, comportent des liens vers d'autres sites. La liste ci-après ne fournit que certains d'entre eux.

. Autorité de sûreté (DGSNR) (*)

- www.asn.gouv.fr (le site de l'Autorité de sûreté nucléaire est également le point d'entrée des sites des CLI et du CSSIN),
- www.ancli.fr (site de l'Association nationale des CLI).

. Assemblées parlementaires (rapports de l'Office parlementaire d'évaluation des choix scientifiques et technologiques, projets de lois, travaux des commissions...)

- www.assemblee-nationale.fr,
- www.senat.fr.

. Agences sanitaires et experts techniques

- www.invs.sante.fr (site de l'Institut de veille sanitaire).

. Textes législatifs et réglementaires

- www.legifrance.gouv.fr,
- www.ladocfrancaise.gouv.fr,
- www.environnement.gouv.fr (partie juridique du site du ministère de l'Écologie et du Développement Durable).

. Exploitants

- www.andra.fr (site de l'Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs),
- www.arevagroup.com (site du groupe AREVA),
- www.framatome-anp.com (site de Framatome-ANP, maintenant AREVA NP),
- www.cogema.fr (site de la Compagnie générale des matières nucléaires, maintenant AREVA NC),
- www.cea.fr (site du Commissariat à l'énergie atomique),
- www.nucleaire.edf.fr (site d'EDF consacré au parc nucléaire français),
- www.laradioactivite.com (site de vulgarisation, réalisé conjointement par le CEA et le CNRS).

. Sociétés savantes

- www.sfrp.asso.fr (site de la Société française de radioprotection),
- www.sfen.org (site de la Société française d'énergie nucléaire).

. International

- www.iaea.org/worldatom (site de l'Agence Internationale pour l'Energie Atomique),
- www.nea.fr (site de l'Agence pour l'Energie Atomique de l'OCDE),
- www.europa.eu.int/comm/environnement/nuclear/index.htm (site de la Commission européenne),
- www.wano.org.uk (site de l'organisation WANO).

(*) Noter qu'à compter du 1er janvier 2006, l'ASN a décidé d'arrêter son magazine sur Minitel 3614 MAGNUC. Les informations correspondantes se trouvent sur le site Internet de l'ASN. Ce magazine avait été mis en place en 1987 sur recommandation du CSSIN.