



EPR FLAMANVILLE 3

ÉTUDE DE MAÎTRISE DES RISQUES

Préambule

27 mai 2021



PREAMBULE

Ce document constitue l'Etude de Maitrise des Risques du réacteur 3 du site de Flamanville dénommé INB n°167.

Il présente l'inventaire des risques que présente l'installation ainsi que l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et des mesures propres à limiter la probabilité des accidents et leurs effets.

Ce document constitue une pièce du dossier de demande de mise en service du réacteur 3 du site de Flamanville.

Contexte et objectif de l'Etude de Maîtrise des Risques

L'Etude de Maitrise des Risques est demandée par l'Article R593-30 du code de l'environnement :

« I. - **En vue de la mise en service de l'installation**, l'exploitant adresse à l'Autorité de sûreté nucléaire un dossier comprenant :

- 1 | Le rapport de sûreté, comportant la mise à jour de la version préliminaire du rapport de sûreté et les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation réalisée avec les dispositions du décret d'autorisation de création et avec les prescriptions de construction définies en application de l'article L. 593-10 ;
- 2 | Les règles générales d'exploitation que l'exploitant prévoit de mettre en œuvre, dès la mise en service de l'installation, pour la protection des intérêts mentionnés à l'article L. 593-1 ;
- 3 | Le plan d'urgence interne prévu au quatrième alinéa du II de l'article L. 593-6, dont le contenu est défini à l'article R.

593-31, accompagné de l'avis issu de la consultation prévue à ce même alinéa ;

- 4 | Une mise à jour, si elle est nécessaire, du plan de démantèlement mentionné au 13° du I de l'article R. 593-16 ;
- 5 | Les éléments permettant d'apprécier la conformité de l'installation aux prescriptions prises par l'Autorité de sûreté nucléaire en application de l'article L. 593-10, notamment dans les domaines mentionnés à l'article R. 593-17 ;
- 6 | La mise à jour de l'étude d'impact, le cas échéant ;
- 7 | La mise à jour de l'étude de maîtrise des risques. »

L'objectif et le contenu de l'Etude de Maitrise des Risques sont décrits par l'article R593-19 du code de l'environnement :

« L'étude de maîtrise des risques mentionnée au 8° du I de l'article R. 593-16 présente, sous une forme appropriée pour accomplir les consultations locales mentionnées à l'article R. 593-21 et, le cas échéant, à l'article R. 593-22 ainsi que l'enquête publique prévue à l'article L. 593-8, **l'inventaire des risques que présente l'installation projetée ainsi que l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et des mesures propres à limiter la probabilité des accidents et leurs effets** tels qu'ils figurent dans la version préliminaire du rapport de sûreté.

Son contenu est en relation avec l'importance des dangers présentés par l'installation et de leurs effets prévisibles, en cas de sinistre, sur les intérêts mentionnés à l'article L. 593-1.

A ce titre, l'étude de maîtrise des risques comprend :

- 1 | Un inventaire des risques que présente l'installation, d'origine tant interne qu'externe ;
- 2 | Une analyse des retours d'expériences d'installations analogues ;
- 3 | Une présentation des méthodes retenues pour l'analyse des risques ;
- 4 | Une analyse des conséquences des accidents éventuels pour les personnes et l'environnement ;
- 5 | Une présentation des dispositions envisagées pour la maîtrise des risques, comprenant la prévention des accidents et la limitation de leurs effets ;
- 6 | Une présentation synthétique des systèmes de surveillance ainsi que des dispositifs et des moyens de secours ;
- 7 | Un résumé non technique de l'étude destiné à faciliter la prise de connaissance par le public des informations qu'elle contient.

L'étude de maîtrise des risques justifie que le projet permet d'atteindre, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation, un niveau de risque aussi bas que raisonnablement possible dans des conditions économiquement acceptables. »

Structure de l'Etude de Maîtrise des Risques

Structure de l'Etude de Maîtrise des Risques
L'exploitation d'un réacteur nucléaire présente des risques de deux natures :

- les risques d'origine radiologique, liés à la présence de substances radioactives au sein des installations,
- les risques d'origine non radiologique ou faiblement radiologique, liés à la présence d'installations industrielles conventionnelles sur le CNPE.

Ces familles de risques sont présentées dans deux chapitres distincts.

Ainsi, l'étude de maîtrise des risques du présent dossier est composée, en sus de ce préambule, de 3 chapitres :

Chapitre 0 - Résumé non technique de l'Étude de maîtrise des risques :

L'objectif de ce chapitre est de donner une information synthétique de cette étude de maîtrise des risques afin de faciliter la prise de connaissance de l'étude par le public.

Chapitre 1 - Étude de maîtrise des risques radiologiques :

Ce chapitre traite des risques radiologiques induits par l'exploitation de l'Installation qui contient des produits radioactifs qui, en émettant des rayonnements, peuvent avoir des effets sur les personnes et l'environnement.

L'exposition éventuelle de personnes ou de l'environnement aux rayonnements issus de ces produits radioactifs constitue le risque radiologique associé à l'installation.

Chapitre 2 - Étude de maîtrise des risques conventionnels :

Le terme « accident conventionnel » définit un accident pouvant avoir des conséquences non radiologiques et/ou faiblement radiologiques. Ce chapitre porte l'étude pour l'ensemble de l'INB et ses équipements nécessaires :

- des conséquences non radiologiques des accidents envisagés, sur les intérêts visés par l'article L593-1 du code de l'environnement ;
- des conséquences faiblement radiologiques des accidents envisagés sur les intérêts susmentionnés, concernant les installations dont l'activité totale des radionucléides est inférieure aux seuils définis dans les articles R593-1 à 4 du code de l'environnement.

Présentation du projet

Le site

Le site sur lequel se trouve le CNPE de Flamanville se trouve sur le territoire de la commune de Flamanville, canton des Pieux, dans le département de la Manche.

La ville de Cherbourg est à 21 km au Nord-Est et l'usine de la Hague est à environ 16 km au Nord. Le site sur lequel il se situe représente environ 120 ha, dont la moitié en emprise sur la mer.

Le CNPE comprend actuellement 2 réacteurs nucléaires de conception identique, de type réacteur à fission à eau pressurisée, d'une puissance de 1300 MWe chacun, refroidis en circuit ouvert à l'eau de mer (Installation Nucléaire de Base (INB) n°108 et INB n°109). Les mises en service industrielles des 2 réacteurs de la centrale nucléaire de Flamanville ont eu lieu en décembre 1985 pour le réacteur 1, et juillet 1986 pour le réacteur 2. Le projet concerne la construction du réacteur 3 du site de Flamanville dénommé INB n°167.

L'autorisation de création du réacteur 3 de type EPR (European Pressurized Reactor) sur le site Flamanville a fait l'objet du décret n°2007-534 du 10 avril 2007 modifié. L'EPR de Flamanville 3 est un réacteur à fission à eau pressurisée d'une puissance électrique d'environ 1600 MWe.

Description de l'installation

Les principales installations nécessaires pour la mise en service du réacteur 3 du site de Flamanville sont les suivantes :

- Le bâtiment réacteur qui abrite principalement la chaudière nucléaire,
- Les bâtiments des auxiliaires de sauvegarde et électriques répartis selon quatre divisions contenant chacune un train de systèmes de sauvegarde et les systèmes électriques associés,
- Le bâtiment combustible,
- Le bâtiment des auxiliaires nucléaires,
- Les bâtiments diesel,
- La salle de machines avec le groupe turbo-alternateur, le condenseur, le poste d'eau alimentaire,
- Le bâtiment des systèmes électriques de l'îlot conventionnel,
- La plate-forme d'évacuation d'énergie et d'alimentation auxiliaire,
- La station de pompage,
- La tour d'accès,
- Le pôle opérationnel d'exploitation,
- Le stockage gaz,
- Le bâtiment de traitement des effluents,
- Des bâtiments de site.



Les 3 INB du CNPE de Flamanville



ÉTUDE DE MAÎTRISE DES RISQUES

Chapitre 0 : résumé
non technique

27 mai 2021





PLACE DU CHAPITRE DANS L'ÉTUDE DE MAÎTRISE DES RISQUES

Chapitre 0 - Résumé non technique de l'Étude de maîtrise des risques

page 4

Chapitre 1 - Étude de maîtrise
des risques radiologiques

page 30

Chapitre 2 - Étude de maîtrise
des risques conventionnels

page 107



SOMMAIRE

| | |
|--|-----------|
| 0.0 Préambule | 7 |
| 0.0.1 Objectif du document | 7 |
| 0.0.2 Présentation du projet | 7 |
| 0.0.2.1 Présentation du site de Flamanville | 7 |
| 0.0.2.2 Maîtrise des risques liés à l'installation | 8 |
| 0.1 Principe de l'étude de maîtrise de risques | 12 |
| 0.1.1 Présentation du cadre législatif | 12 |
| 0.1.2 Qu'est-ce qu'une étude de maîtrise des risques | 12 |
| 0.1.3 Introduction à l'étude de maîtrise des risques | 12 |
| 0.2 Analyse du retour d'expérience | 13 |
| 0.2.1 Définition et rôle du retour d'expérience | 13 |
| 0.2.2 Application aux centrales nucléaires d'EDF | 13 |
| 0.3 Méthode retenue pour l'analyse des risques radiologiques | 16 |
| 0.3.1 Identification des risques radiologiques | 16 |
| 0.3.2 Démarche générale de sûreté et méthode retenue pour l'analyse des risques | 17 |
| 0.3.3 Conséquences radiologiques des accidents éventuels | 18 |
| 0.4 Risques radiologiques – Application de la méthode | 19 |
| 0.4.1 A la conception | 19 |
| 0.4.2 En exploitation | 20 |
| 0.4.3 Systèmes de surveillance, dispositifs et moyens de secours | 20 |
| 0.5 Conclusion sur le volet des risques radiologiques | 22 |
| 0.6 Méthode retenue pour l'analyse des risques de nature non radiologique | 24 |
| 0.6.1 Objectifs et périmètre de l'étude | 24 |
| 0.6.2 Risques de nature non radiologique retenus | 24 |
| 0.6.3 Démarche | 24 |
| 0.7 Risques non radiologiques – Application de la méthode | 26 |
| 0.8 Conclusion sur le volet des risques non radiologiques | 28 |
| 0.9 Conclusion de l'étude de maîtrise des risques | 29 |

0.0 PREAMBULE

0.0.1 Objectif du document

Ce chapitre fait partie de l'Étude de maîtrise des risques du dossier de demande de mise en service de l'INB n° 167 EPR Flamanville.

Il constitue le « Résumé non technique de l'étude de maîtrise des risques » identifié à l'article R.593-19 du Code de l'environnement. L'objectif de ce chapitre est de donner une information synthétique de l'étude de maîtrise des risques afin de faciliter la prise de connaissance de l'étude par le public.

0.0.2 Présentation du projet

0.0.2.1 Présentation du site de Flamanville

Localisation



Extrait de l'annexe A

Le site de Flamanville est situé au bord de la Manche, au pied des falaises granitiques au Nord-Ouest de la presqu'île du Cotentin, dans le département de la Manche, en région Basse-Normandie. Il a été constitué par déroctage partiel de la falaise coté Est et remblaiement sur la mer côté Ouest. Il représente environ 120 ha, dont la moitié en emprise sur la mer.

Le site se trouve sur le territoire de la commune de Flamanville, canton des Pieux, dans le département de la Manche. La ville de Cherbourg est à 21 km au Nord-Est et l'usine de la Hague est à environ 16 km au Nord.

Le site de Flamanville est constitué des réacteurs nucléaires 1 et 2 actuellement en fonctionnement qui constituent le Centre nucléaire de Production d'Électricité (CNPE) de Flamanville 1-2, et du réacteur 3 (EPR) qui constitue le CNPE de Flamanville 3.

Le CNPE de Flamanville 1-2 comprend actuellement 2 réacteurs nucléaires de conception identique, de type à eau sous pression, d'une puissance de 1300 MWe chacun, refroidis en circuit ouvert à l'eau de mer (INB n°108 et INB n°109). Les mises en service industrielles des 2 réacteurs de la centrale nucléaire de Flamanville 1-2 ont eu lieu en décembre 1985 pour le réacteur 1, et juillet 1986 pour le réacteur 2.

Le réacteur 3 du site de Flamanville constitue une installation nucléaire de base (INB). L'autorisation de création du réacteur 3 de type EPR (European Pressurized Reactor) sur le site Flamanville a fait l'objet du décret n°2007-534 du 10 avril 2007 modifié. L'EPR est un réacteur à fission à eau pressurisée d'une puissance électrique de 1675 MWe.

Fonctionnement d'une centrale nucléaire

Quel que soit le type de centrale, thermique ou nucléaire, le mode de production d'énergie est identique : un combustible produit de la chaleur, puis cette chaleur est utilisée pour fabriquer de la vapeur, qui entraîne une turbine et un alternateur électrique.

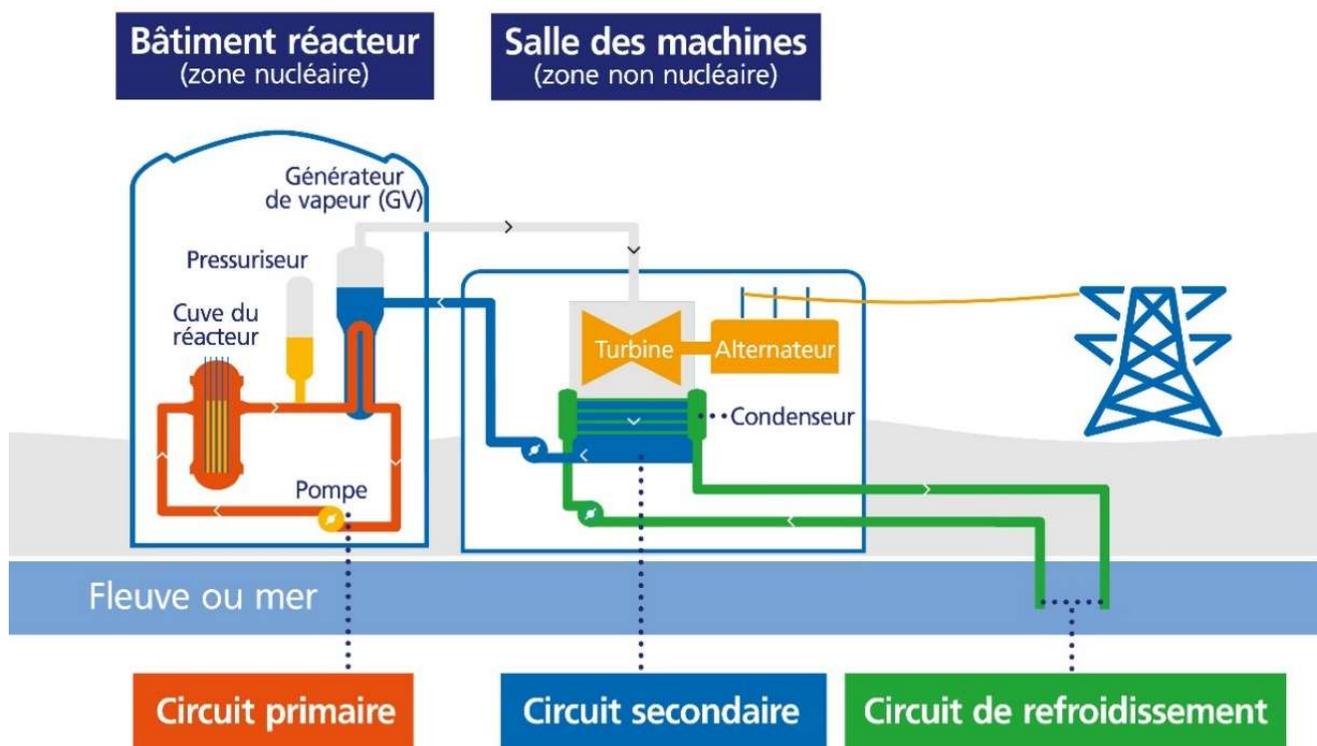
Dans une centrale thermique classique, la chaleur provient de la combustion du charbon ou du fioul. Dans un réacteur nucléaire, elle provient de la fission de matière fissile, par exemple l'uranium.

L'uranium est un élément constitué d'atomes lourds. Ces atomes possèdent un noyau capable de se casser en deux noyaux plus petits sous l'impact d'un neutron. Ce phénomène est appelé fission nucléaire. La fission s'accompagne d'un grand dégagement d'énergie et en même temps de la libération de deux ou trois neutrons.

Les trois réacteurs du site de Flamanville sont du type « réacteur à eau pressurisée ». Le fonctionnement d'un réacteur nucléaire à eau pressurisée s'articule autour de trois circuits indépendants et étanches les uns par rapport aux autres (voir schéma ci-dessous).

transformée en vapeur, va entraîner la turbine de l'alternateur et produire de l'électricité.

Circuit de refroidissement : Le circuit de refroidissement sert à évacuer la chaleur et peut être de deux types : ouvert ou fermé. Pour le site de Flamanville, chaque réacteur est équipé d'un circuit de refroidissement du condenseur de type ouvert. L'eau est prélevée dans un canal d'amenée. Après filtration, l'eau circule dans les tubes du condenseur où elle se réchauffe. L'eau est ensuite intégralement restituée à la mer.



Circuit primaire : Le circuit primaire est un circuit fermé, installé dans une enceinte étanche en béton, qui constitue le bâtiment réacteur. Ce circuit sert à transporter la chaleur depuis le cœur du réacteur : le fluide contenu dans ce circuit est appelé fluide caloporteur (« qui porte la chaleur »).

Circuit secondaire : Le circuit secondaire sert à produire la vapeur : il contient l'eau qui,

Schéma de fonctionnement d'un réacteur à eau pressurisée refroidie en circuit ouvert (@ EDF 2020).

0.0.2.2 Maîtrise des risques liés à l'installation

En tant qu'installation industrielle, la nouvelle unité Flamanville 3 comporte intrinsèquement des dangers. Tout d'abord, le réacteur nucléaire renferme des substances radioactives qui donnent lieu à des

précautions spécifiques. Par ailleurs, l'installation est également équipée de matériels sous pression et de machines tournantes, et contient des produits chimiques utilisés pour son fonctionnement. Ces dangers induisent des risques potentiels en cas de défaillance d'éléments de l'installation par dysfonctionnement ou par agression. La conception et l'exploitation de l'installation s'attachent à maîtriser l'ensemble des risques induits par ces dangers en réduisant à la fois la probabilité d'apparition de défaillance de l'installation, et à la fois les conséquences de ces défaillances à l'extérieur du site. Plus les conséquences identifiées peuvent être importantes, plus la probabilité de l'événement initiateur doit être rendue faible de manière à ce que le niveau de risque soit aussi bas que raisonnablement possible dans des conditions économiquement acceptables.

La maîtrise des risques est intégrée dans la démarche de sûreté nucléaire mise en œuvre tout au long de la vie des installations nucléaires et qui consiste à interposer plusieurs lignes de défense successives pour atteindre un haut niveau de maîtrise.

En exploitation, le recensement des risques prend en compte les défaillances de la partie nucléaire de l'installation mais aussi des autres équipements qui sont nécessaires à son bon fonctionnement. Pour chaque risque potentiel sont définis :

- Les événements initiateurs : dysfonctionnement d'un équipement ou agression de cause interne (rupture de tuyauterie) ou externe (séisme),
- Les conséquences potentielles vis-à-vis de l'extérieur du site et en terme de dégradation du fonctionnement de l'installation elle-même.

Les interactions des équipements de Flamanville 3 avec les autres installations industrielles du site de Flamanville présentant des dangers sont également prises en compte dans l'analyse de risques au titre des effets

dominos : impact potentiel de Flamanville 3 sur Flamanville 1 et 2 et inversement.

Les risques sont de trois natures :

- les risques internes d'origine nucléaire, notamment : initiation d'une réaction nucléaire en dehors des périodes de production, perte de contrôle de la réaction nucléaire lors de la production, perte de contrôle du refroidissement du combustible, dissémination de matière radioactive, exposition externe du public,
- les risques internes d'origine non nucléaire, notamment : incendie, explosion, inondation, choc mécanique (chute de charge, émission de missile), perte de fonction support (perte électrique), erreur humaine,
- les risques externes, notamment : séisme, inondation externe, conditions climatiques extrêmes, foudre et interférences électromagnétiques, risques liés aux industries externes et aux voies de communication, dangers liés aux installations à risque présentes sur le site, risque de chute d'avions, risque de malveillance.

L'ensemble de ces risques fait l'objet de dispositions de conception et d'exploitation au titre de la sûreté nucléaire et de la protection de l'environnement qui permettent par l'interposition de parades successives :

- de réduire l'occurrence d'incident et d'accident sur l'installation,
- de surveiller et de maintenir l'installation dans un état sûr,
- de limiter les conséquences des incidents et accidents sur l'installation et dans l'environnement.

Ainsi, sur la base du large retour d'expérience français issu des centrales nucléaires à eau pressurisée en exploitation, la conception prend en compte des risques dont la probabilité d'apparition est de 1 chance sur 1 million par an.

Elle bénéficie pour cela de systèmes de surveillance et de protection ainsi que d'équipements de sauvegarde redondants et diversifiés. Ces équipements dont la fonction

est de ramener le réacteur dans un état sûr quelle que soit la situation de la démonstration de sûreté permettent de :

- garantir en toute situation le contrôle de la réaction nucléaire,
- maintenir le refroidissement du réacteur en toute circonstance,
- limiter l'augmentation de pression et de température dans le bâtiment réacteur en cas d'accident.

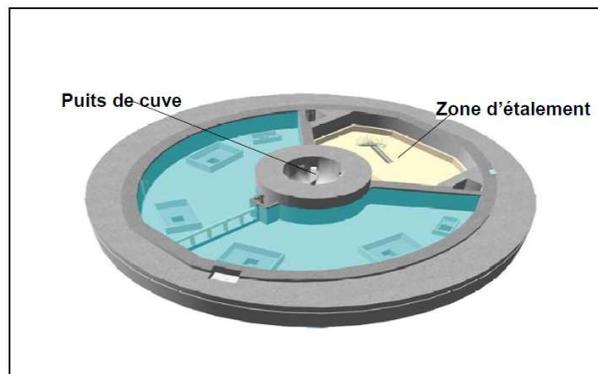
Les équipements nécessaires à ces fonctions sont quadruplés sur Flamanville 3. La séparation géographique et la diversification technologique mises en œuvre pour ces équipements permettent de faire face à un incident sur un équipement sans que les autres ne soient affectés.



Les 4 divisions dont l'implantation géographique est représentée en jaune, rouge, vert et violet

Par ailleurs, les équipements importants pour la sûreté de l'installation sont dimensionnés pour résister à des niveaux élevés d'agressions internes et externes (séisme, chute d'avion, ...).

Le réacteur EPR est également dimensionné pour résister à des défaillances multiples allant jusqu'à la situation hypothétique extrême de fusion du cœur. Dans l'éventualité d'un tel accident, un dispositif spécialement conçu pour récupérer, contenir et refroidir le combustible est mis en place sous la cuve.



Dispositif de récupération du combustible en cas de fusion du cœur

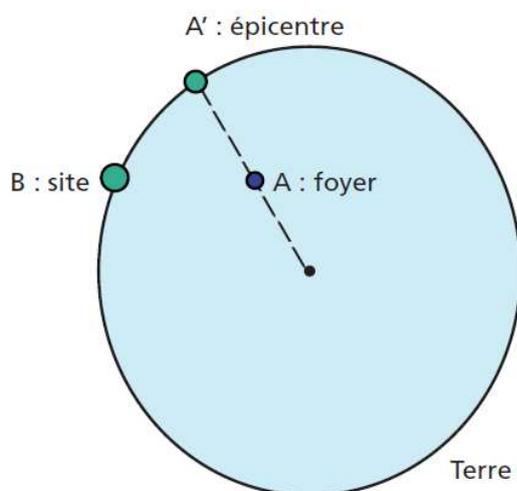
Les règles d'exploitation de l'installation mises en œuvre dans le cadre de l'organisation de la sûreté nucléaire et de la radioprotection en exploitation assurent de plus les conditions optimales de conduite et d'entretien de l'installation en fonctionnement normal ainsi que les moyens organisationnels et matériels pour faire face aux incidents et accidents potentiels.

Zoom sur le risque lié au séisme

On peut caractériser un séisme se produisant sous terre au point A (foyer) par sa magnitude, c'est-à-dire l'énergie dégagée sous forme d'ondes sismiques. La magnitude est quantifiée par l'échelle de Richter, qui est une gamme continue, dont la valeur connue la plus élevée est 9.

C'est à la surface de la terre, c'est-à-dire au point A', que se produisent les effets les plus forts de ce séisme. On les caractérise par l'intensité du séisme, c'est-à-dire la mesure de ses effets (dégâts) sur l'homme et son environnement. L'échelle associée est l'échelle MSK qui comporte 12 niveaux distincts et qui exprime donc les mouvements en surface de l'écorce terrestre (niveau I = secousse non perceptible, niveau VII = dommages modérés aux constructions, niveau XII = changement de paysage).

L'intensité décroît au fur et à mesure que l'on s'éloigne de l'épicentre.



Pour la protection contre les séismes, l'atteinte des objectifs de sûreté doit être garantie pendant et à la suite de séismes plausibles pouvant affecter le site d'une tranche nucléaire. La démarche de base consiste à supposer que des séismes analogues aux séismes historiquement connus sont susceptibles de se produire dans l'avenir avec une position d'épicentre qui soit la plus pénalisante quant à ses effets sur le site (en terme d'intensité), tout en restant compatible avec les données géologiques et sismologiques. L'historique considéré va de l'analyse des séismes très anciens (plusieurs milliers d'années) déduits de l'étude des failles actives jusqu'à l'analyse des séismes survenus de nos jours.

La conduite des installations en cas de séisme est réalisée à partir des consignes de conduite, qui intègrent les dispositions dédiées à la conduite des installations après un séisme. La conduite s'opère en fonction du niveau de séisme mesuré sur la baie d'instrumentation sismique.

Zoom sur le risque lié à l'incendie

La maîtrise du risque incendie est portée par les dispositions suivantes :

- **Prévention** des incendies par le choix des matériaux (équipements aussi peu générateurs d'incendie que possible, matériaux peu ou non combustibles et

inflammables), par le fractionnement du potentiel calorifique (découpage en secteurs et zones de feu), et par des dispositions constructives visant à limiter les risques et les conséquences d'un incendie (éloignement des conduites de fluide chaud avec celles de fluides combustibles, installation de coupe-feu sur les chemins de câbles).

- **Surveillance** des locaux à risque par la mise en place d'un réseau général de détection qui assure : la détection rapide d'un début d'incendie, la localisation du point de détection et le déclenchement de l'alarme. Les signalisations sont regroupées sur une baie installée en salle de commande ou dans un local adjacent. Des tableaux synoptiques locaux sont également installés dans chaque bâtiment.
- **Lutte contre l'incendie**, par la mise en place de dispositions permettant d'assurer l'évacuation du personnel (signal sonore d'alerte incendie), l'accès des équipes d'intervention et l'extinction du feu par des moyens fixes ou mobiles (robinets d'incendie armés, extincteurs).

L'évacuation du personnel et l'accès des équipes d'intervention sont assurés par des dégagements maintenus hors fumées (ventilation) et des cages d'escalier protégées des locaux à risque « incendie » (utilisation de portes coupe-feu) et un réseau d'alarme.

Les équipements utilisés pour la sectorisation de sûreté contre l'incendie sont calculés au séisme.

- **Limitation de l'aggravation et de la propagation d'un incendie** : les bâtiments sont découpés en volumes de feu qui utilisent les principes de séparation physique ou géographiques.
- **Gestion des situations d'accident** résultant d'un incendie n'ayant pu être maîtrisé, par le plan d'urgence interne.

0.1 PRINCIPE DE L'ETUDE DE MAÎTRISE DE RISQUES

0.1.1 Présentation du cadre législatif

D'après l'article R.593-30 du code de l'environnement, EDF, en vue de la mise en service de l'installation, est tenu d'adresser à l'Autorité de sûreté nucléaire un dossier comprenant notamment la mise à jour de l'étude de maîtrise des risques.

L'article R.593-19 du code de l'environnement présente le contenu de l'étude de maîtrise des risques, détaillé au paragraphe suivant.

0.1.2 Qu'est-ce qu'une étude de maîtrise des risques

L'objectif de l'étude de maîtrise des risques est d'informer la population, sous une forme appropriée aux consultations, en synthétisant l'ensemble des études en lien avec la maîtrise des risques que présente l'installation et les moyens mis en œuvre pour les réduire et les maîtriser.

Ce document comprend l'inventaire des risques que présente l'INB n° 167, l'analyse des dispositions prises pour prévenir ces risques et les mesures propres à limiter la probabilité des accidents et leurs effets.

Son contenu est en relation avec l'importance des dangers de l'installation et de leurs effets prévisibles, en cas de sinistre, sur les intérêts mentionnés à l'article L.593-1 du code de l'environnement, dits « intérêts protégés ». Ces intérêts sont la sécurité, la santé et la salubrité publiques, la protection de la nature et de l'environnement.

0.1.3 Introduction à l'étude de maîtrise des risques

L'exploitation d'un réacteur nucléaire présente des risques de deux natures :

- les risques d'origine radiologique, liés à la présence de substances radioactives au sein des installations,
- les risques d'origine non radiologique ou faiblement radiologique, liés à la présence d'installations industrielles conventionnelles sur le CNPE.

De par les spécificités propres à chacune de ces deux familles de risques, l'analyse des risques générés par l'INB n° 167 s'appuie sur deux méthodologies distinctes.

Ainsi, l'étude de maîtrise des risques du présent dossier est composée d'un volet « risques radiologiques » (Chapitre 1) et d'un volet « risques de nature non radiologique » (Chapitre 2).

0.2 ANALYSE

DU RETOUR D'EXPERIENCE

0.2.1 Définition et rôle du retour d'expérience

Le retour d'expérience (ou REX) consiste à recenser systématiquement, puis analyser, toute différence faible ou importante par rapport à une situation normale ou un référentiel, avec pour objectif premier d'identifier ceux susceptibles de conduire à une dégradation significative de l'installation, voire à une situation incidentelle ou accidentelle. Le REX concerne les réacteurs situés en France ou à l'étranger.

L'analyse des causes des événements recensés (défaillance humaine ou matérielle, défaut d'entretien ou de maintenance, etc.) permet, si nécessaire, de définir des parades complémentaires, évitant leur renouvellement sur les installations analogues, ou limitant leurs conséquences.

Les enseignements tirés du REX peuvent ainsi engendrer des améliorations sur les équipements ou les systèmes, sur la formation du personnel, sur les modes d'exploitation ou de maintenance des installations afin de réduire la fréquence ou la gravité des incidents.

La prise en compte du retour d'expérience est une étape fondamentale de toute analyse de risques associée à une installation industrielle.

0.2.2 Application aux centrales nucléaires d'EDF

Le parc électronucléaire français d'EDF présente deux caractéristiques intéressantes vis-à-vis du retour d'expérience : le nombre important de réacteurs (56), exploités depuis plusieurs décennies, auxquels s'ajoutent les deux réacteurs à l'arrêt définitif de Fessenheim de technologie similaire, et la standardisation de ces réacteurs à eau sous pression, ce qui favorise le partage du retour d'expérience.

L'efficacité du retour d'expérience est un maillon essentiel dans la recherche permanente d'EDF du maintien d'un haut niveau de sécurité de ses installations nucléaires. C'est pourquoi une organisation spécifique est mise en place pour recenser, hiérarchiser, analyser et traiter les événements survenant sur le parc.

Le REX international est également analysé, comme par exemple l'accident survenu à la centrale de Fukushima Daiichi en 2011. Les enseignements tirés peuvent donner lieu à des évolutions de l'installation et/ou des pratiques d'exploitation.

Zoom sur l'accident de la centrale de Fukushima-Daiichi

Le 11 mars 2011, le site nucléaire de Fukushima-Daiichi, comportant six réacteurs à eau bouillante (REB), a été touché par un tsunami d'une hauteur d'environ quinze mètres, induit par un tremblement de terre sous-marin dont l'épicentre est situé au large des côtes nord-est de l'île de Honshu (magnitude 9 sur l'échelle de Richter).

La protection du site étant dimensionnée pour 5,7 mètres, l'énorme vague de 14 mètres a

conduit au noyage de la station de pompage (source froide) et de la plateforme usine, en particulier des lignes et locaux de distributions électriques (sources externes) ainsi que des diesels de secours (sources internes) et des parades initialement prévues pour faire face à une perte totale des alimentations électriques (ici non robustes aux inondations).

Ainsi, sans aucune possibilité de refroidissement (pertes électriques cumulées à la perte de la turbopompe d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur), une fusion partielle du cœur a commencé le jour de l'accident sur le réacteur n° 1. Sur les réacteurs 2 et 3, un refroidissement par les turbopompes d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur (alimentées par de la vapeur) restées disponibles a retardé la fusion du combustible.

L'hydrogène produit par la détérioration du combustible a généré des explosions sur les réacteurs 1 et 3, ce qui a compliqué les interventions.

Enseignements tirés

Cet accident a révélé une vulnérabilité des installations nucléaires de Fukushima-Daiichi à certains types d'agressions externes sous-évalués à la conception (sous-estimation de la fréquence d'occurrence et de l'ampleur de l'agression « tsunami » en termes de hauteur

de vague) ainsi qu'une difficulté spécifique à gérer l'organisation d'une crise lors d'un accident affectant plusieurs réacteurs simultanément et générant d'importantes difficultés en termes d'acheminement des renforts (conditions d'accès perturbées).

Au regard de ce retour d'expérience, une démarche visant à renforcer la défense en profondeur de ses installations a été lancée par EDF sous contrôle de l'Autorité de sûreté nucléaire, structurée suivant trois axes :

- l'étude, sous la forme d'Évaluations Complémentaires de Sûreté (ECS) :
 - de la conformité des installations par rapport au référentiel de conception en vigueur,
 - de leur comportement vis-à-vis de certaines situations extrêmes non retenues dans le dimensionnement initial,
- la définition (performances requises et dimensionnement) et le déploiement opérationnel sur site d'un « noyau dur de sûreté » constitué de moyens matériels ultimes (appoints en eau, sources froides, sources électriques) et robustes aux situations extrêmes,
- la création d'une Force d'Action Rapide du Nucléaire (FARN) pour un acheminement efficace sur site de moyens matériels mobiles et humains supplémentaires.

Risques radiologiques



0.3 MÉTHODE RETENUE

POUR L'ANALYSE DES RISQUES RADIOLOGIQUES

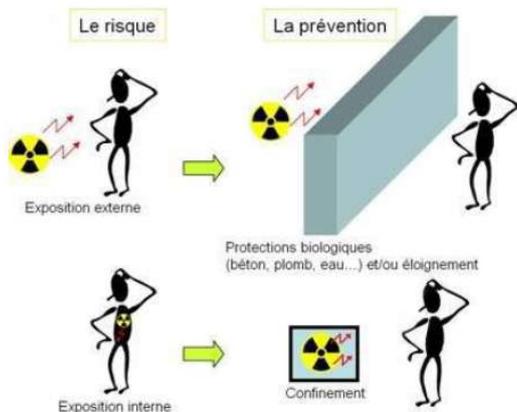
0.3.1 Identification des risques radiologiques

Le risque, inhérent à toute activité humaine, est défini comme la combinaison de la probabilité d'un événement dangereux non souhaité et de la gravité de ses conséquences. Le réacteur EPR Flamanville 3, au même titre que l'ensemble des installations nucléaires de production d'électricité, contient des produits radioactifs dont la dispersion dans l'environnement peut avoir des conséquences graves sur les personnes et/ou l'environnement.

Les risques radiologiques sont de deux types :

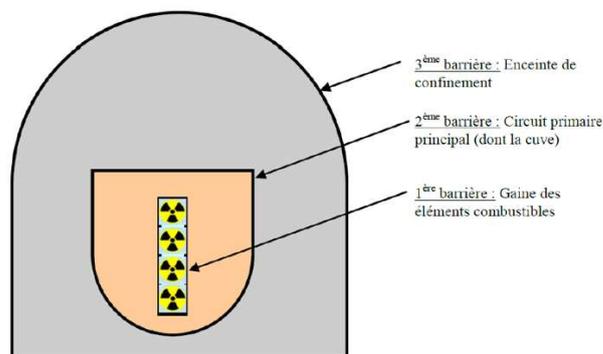
- l'exposition directe aux rayonnements, appelée exposition externe,
- l'exposition aux rayonnements par ingestion et/ou inhalation de produits radioactifs, appelée exposition interne.

Les principes de prévention permettant de se prémunir de ces risques sont donnés dans la figure suivante.



Prévention des risques radiologiques (@ EDF)

Ainsi, les matières radioactives sont placées dans des enceintes étanches équipées d'écrans de protection (ou « protections biologiques ») adaptées au rayonnement afin de se prémunir des risques radiologiques d'exposition et de dissémination. Les frontières de ces enceintes sont appelées barrières de confinement. Ces barrières sont emboîtées les unes dans les autres selon le principe des poupées gigognes. Ces barrières, à la fois étanches, résistantes et indépendantes, s'interposent en série entre le combustible et l'environnement.



Représentation des barrières de confinement
(@ EDF)

La méthode d'analyse des risques consiste à rechercher les causes possibles de dispersions de produits radioactifs hors des barrières de confinement, et à définir des dispositions permettant de réduire l'occurrence et la gravité des conséquences de tels événements, à des niveaux les plus faibles possibles.

0.3.2 Démarche générale de sûreté et méthode retenue pour l'analyse des risques

Les objectifs généraux de la sûreté nucléaire visent à protéger l'Homme et son environnement en établissant et en maintenant une défense efficace contre les risques d'exposition aux rayonnements ionisants, tant en fonctionnement normal qu'en situation accidentelle.

Pour respecter ces objectifs, la démarche de sûreté appliquée à un réacteur nucléaire, de type « réacteur à eau pressurisé », consiste en l'interposition d'une série de barrières physiques indépendantes et étanches entre la matière nucléaire et l'environnement, et à maintenir leur efficacité dans le temps et dans toutes les situations par le respect constant des fonctions fondamentales de sûreté :

- la maîtrise de la réactivité (contrôle de la réaction nucléaire dans le réacteur),
- l'évacuation de l'énergie produite (refroidissement des éléments combustibles),
- le confinement des produits radioactifs,

Les dispositions mises en œuvre pour assurer ces trois premières fonctions fondamentales de sûreté permettent d'assurer la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants, quatrième fonction fondamentale de sûreté introduite par l'article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, dit « arrêté INB ».

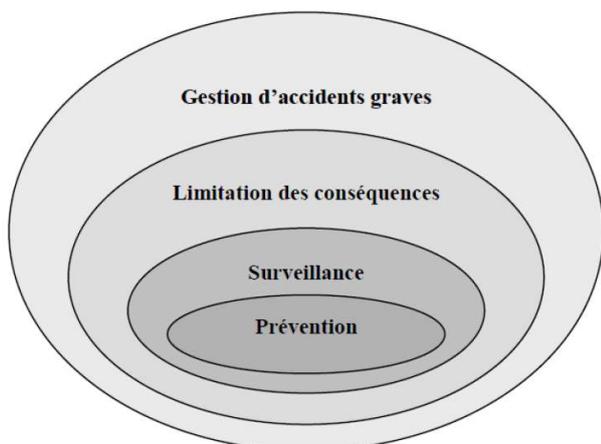
Le maintien de ces quatre fonctions de sûreté est essentiel pour éviter la défaillance des barrières et limiter les conséquences de ces défaillances à l'extérieur du CNPE.

Afin de garantir un haut niveau de sûreté, il est supposé, malgré l'existence des barrières de confinement et des systèmes permettant de maintenir leur intégrité, qu'une ou plusieurs fonctions de sûreté peuvent ne pas être accomplies. L'application du concept de défense en profondeur conduit à prévoir des moyens supplémentaires pour protéger ces barrières et limiter les conséquences d'un accident à un niveau acceptable sur les personnes et sur l'environnement.

Des lignes de défense successives, aussi fiables et indépendantes que possible, sont alors prévues par la mise en place de dispositions techniques, humaines ou organisationnelles supplémentaires, permettant d'éviter ces accidents ou d'en limiter les conséquences.

Le concept de défense en profondeur distingue les étapes successives suivantes :

- la prévention (niveau 1) : éviter que la défaillance ne se produise ;
- la surveillance ou la détection (niveau 2) : anticiper l'apparition de la défaillance par des contrôles, des tests, ou détecter la défaillance dès qu'elle survient pour rétablir une situation de fonctionnement normal ;
- les moyens d'actions (niveau 3) : maîtriser les conséquences de la défaillance ou à défaut limiter leur aggravation en reprenant la maîtrise de l'installation (procédures incidentelles et accidentelles) ;
- l'atténuation (niveau 4) : gérer les situations de façon à limiter les conséquences radiologiques pour l'environnement et les personnes (procédures ultimes).



Niveaux de défense en profondeur (© EDF)

La démonstration de la maîtrise des risques du réacteur EPR Flamanville 3 consiste à s'assurer du bon dimensionnement des barrières, en montrant qu'il existe une marge suffisante entre leurs conditions d'utilisation en fonctionnement normal et les valeurs limites prises en compte à la conception, et que des systèmes de protection adaptés et efficaces sont prévus en cas de dépassement des limites de fonctionnement normal.

Il est donc nécessaire de vérifier que les objectifs généraux de sûreté sont respectés dans toutes les séquences incidentelles et accidentelles des conditions de fonctionnement de dimensionnement, complémentaires et hypothétiques. Pour ce faire, de nombreux scénarios incidentels et accidentels ont été retenus et classés en catégories selon leurs fréquences d'occurrence.

La conception des installations doit également permettre de garantir une protection appropriée contre toute agression interne ou externe susceptible de nuire aux fonctions fondamentales de sûreté.

0.3.3 Conséquences radiologiques des accidents éventuels

En complément des dispositions prises pour assurer le maintien de l'intégrité des barrières de confinement des substances radioactives, il a été procédé à une analyse d'incidents possibles, d'accidents peu probables et même hautement hypothétiques.

L'étude de ces situations anormales permet de vérifier :

- le bon comportement des installations,
- que les conséquences liées aux relâchements éventuels de substances radioactives sont compatibles avec les objectifs généraux de sûreté.

Pour l'Homme, les conséquences radiologiques évaluées sont les doses reçues à court terme par une personne qui serait située en limite de CNPE, soit conventionnellement à une distance de 500 m du réacteur. Les doses reçues à long terme sont également calculées pour l'accident de dimensionnement le plus pénalisant, pour un adulte vivant à 2 km du CNPE, sur une durée de 50 ans après l'accident. Pour mémoire, les communes et hameaux avoisinants de 2 km sont :

- à l'Est : Flamanville (1 km) ;
- au Nord-Est : le port de Diélette (1 km).

Ces études d'accidents sont effectuées en considérant les différents types de combustibles susceptibles d'être utilisés.

0.4 RISQUES RADIOLOGIQUES

APPLICATION DE LA METHODE

La prévention et la limitation des conséquences des accidents éventuels sont assurées au niveau de la conception d'ensemble (dont la qualité de réalisation) et au niveau de l'exploitation de l'installation (dont la gestion des situations accidentelles).

Les démarches de sûreté à la conception et en exploitation sont complétées par une démarche de maîtrise du vieillissement.

Les dispositions prises réduisent au minimum, d'une part la probabilité d'occurrence des accidents d'origine interne et, d'autre part, la gravité des conséquences de ces accidents. De plus, des systèmes de surveillance et de sauvegarde sont mis en place pour prévenir et minimiser les conséquences radiologiques des accidents pour l'environnement et la population.

0.4.1 À la conception

La démarche de sûreté à la conception comporte deux phases :

Le dimensionnement des bâtiments, systèmes et équipements, qui comprend :

- le dimensionnement conventionnel de base, notamment par l'étude de « conditions de fonctionnement » permettant de prendre des marges constructives (résistance à des contraintes physiques, redondance de systèmes, qualité de construction, ...) et ainsi élargir la capacité de l'installation à réagir à certaines défaillances ;
- les règles relatives à la protection contre les agressions internes et externes, et les actes de malveillance, qui conduisent à

prendre des dispositions de conception permettant de minimiser les risques de défaillance des systèmes nécessaires au retour et au maintien à l'état sûr du réacteur nucléaire.

La vérification du bon dimensionnement de l'installation qui comprend :

- la vérification fonctionnelle des équipements et des systèmes par l'étude des accidents relatifs aux conditions de fonctionnement de dimensionnement en les prolongeant jusqu'au retour à l'état sûr du réacteur nucléaire ;
- la vérification fonctionnelle des équipements et des systèmes par l'étude des accidents relatifs aux conditions de fonctionnement complémentaires permettant de ramener le risque lié à l'exploitation de l'installation à un niveau acceptable ;
- les études d'accidents graves qui consistent en des études de scénarios conduisant à la fusion du cœur, et des études après fusion en vérifiant la tenue du confinement en fonction des phénomènes physiques, et le respect des limites radiologiques visées. Des dispositions sont prises dès la conception pour gérer l'accident grave et en réduire l'impact.
- d'autres situations, qui ne font pas partie de la liste des conditions de fonctionnement font l'objet d'analyses particulières dans le cadre « d'études spécifiques ».
- la vérification des dispositions de dimensionnement de l'installation par l'analyse des risques liés aux agressions internes et externes ;

- la vérification, par des études probabilistes, que le niveau de sûreté global est atteint et que la cohérence entre la conception et la conduite du réacteur est assurée.

0.4.2 En exploitation

La démarche de sûreté en exploitation vise à :

Maintenir, voire améliorer, le niveau de sûreté déterminé à la conception par :

- le respect des exigences de sûreté en exploitation fixées dans les spécifications techniques d'exploitation, qui traitent du fonctionnement normal et définissent les conditions à respecter pour maintenir l'installation dans un état sûr et en cohérence avec les études de conception ;
- la réalisation d'essais périodiques et de requalification sur les équipements importants pour la sûreté, afin de conserver leur disponibilité, leur opérabilité et leurs performances prévues à la conception ;
- la surveillance, la maintenance préventive et le contrôle de performance des équipements importants pour la sûreté ;
- l'utilisation du retour d'expérience pour tirer les enseignements issus de l'exploitation d'autres réacteurs en France ou à l'étranger ;
- la réalisation d'un réexamen périodique permettant de vérifier et de maintenir la conformité de l'installation à ces objectifs et principes de sûreté initiaux, de rechercher les domaines d'amélioration nécessaires, de prendre en compte le progrès des connaissances et de poursuivre l'exploitation sur la base d'un nouveau référentiel de sûreté amélioré.

Mettre en place des moyens de prévention, ainsi qu'une organisation spécifique permettant de gérer les situations accidentelles. Cette organisation prend la forme :

- d'un plan d'urgence interne, qui définit les moyens d'alerte, de secours et d'intervention mis en œuvre, en coordination avec l'ensemble des moyens disponibles sur le site de Flamanville,
- d'un plan particulier d'intervention piloté par la Préfecture et qui permet de protéger les populations voisines tout en fournissant des moyens d'intervention complémentaires à ceux déjà présent sur le site.

0.4.3 Systèmes de surveillance, dispositifs et moyens de secours

L'étude des conditions incidentelles et accidentelles conduit à concevoir et à installer des équipements qui, pour la plupart, ne sont pas utilisés en fonctionnement normal.

En effet, conformément au concept de défense en profondeur, des moyens sont mis en place afin de :

- prévenir les erreurs, les incidents et les accidents pouvant impacter les barrières de confinement,
- maîtriser les situations accidentelles,
- ramener les conséquences à des niveaux acceptables dans l'encadrement des objectifs généraux de sûreté.

Ces moyens, prévus dès la conception, sont décomposés en « systèmes ». Les systèmes les plus importants pour surveiller, maintenir ou ramener à un état sûr un réacteur nucléaire sont :

- les systèmes de surveillance : protection du réacteur, chaînes de mesures de radioprotection ;

- les systèmes de protection et de sauvegarde : arrêt automatique du réacteur, injection de sécurité, aspersion d'eau dans l'enceinte du bâtiment réacteur, alimentation de secours des générateurs de vapeur, contrôle de la teneur en hydrogène dans l'enceinte de confinement après accident ;
- autres systèmes ou portions de système liés à la sauvegarde : isolement de l'enceinte de confinement, alimentation en fluide de refroidissement pour évacuer la chaleur à extraire des systèmes de sauvegarde, décharge de vapeur à l'atmosphère et soupapes de sûreté des générateurs de vapeur, ventilations, alimentation en énergie des commandes des organes actifs ;
- autres systèmes importants pour la sûreté : refroidissement du réacteur à l'arrêt, contrôle volumétrique et chimique du circuit primaire.

Exemples de systèmes de sauvegarde du réacteur EPR de Flamanville 3 pour la maîtrise des risques radiologiques :

Le Circuit d'Injection de Sécurité / Circuit de Refroidissement du Réacteur à l'Arrêt (appelé circuit RIS/RRA)

Le circuit mécanique RIS/RRA combine les fonctions d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt.

Configuré en fonction d'injection de sécurité, il fournit l'eau pour refroidir le cœur du réacteur et le maintenir sous-critique en cas de perte accidentelle du réfrigérant primaire.

Configuré en fonction de refroidissement du cœur à l'arrêt, il assure l'extraction contrôlée de la chaleur du circuit primaire, principalement la chaleur résiduelle du cœur.

Circuit d'Alimentation de Secours des Générateurs de Vapeurs (ASG).

Ce circuit est utilisé comme système de secours pour la fourniture d'eau aux générateurs de vapeur en cas de défaillance du système normal d'alimentation en eau.

Par ailleurs, les équipements importants pour la sûreté de l'installation sont dimensionnés pour résister à des niveaux élevés d'agressions internes et externes (séisme, chute d'avion, inondation,...).

0.5 CONCLUSION

SUR LE VOLET DES RISQUES RADIOLOGIQUES

Dès la conception du réacteur EPR Flamanville 3, de nombreux moyens, tenant compte du retour d'expérience français et international, ont été mis en œuvre afin de limiter la probabilité d'occurrence d'un incident ou accident, ainsi que pour réduire leurs conséquences radiologiques potentielles, à un niveau aussi bas que raisonnablement possible dans des conditions économiquement acceptables.

Les risques d'origine radiologique ont fait l'objet d'analyse et d'études spécifiques avec pour objectifs :

- la prévention des incidents et des accidents par le dimensionnement des barrières, en prenant en compte les défaillances possibles des matériels, des hommes ainsi que les agressions internes et externes ;
- la surveillance de l'installation afin de détecter les éventuelles dérives de fonctionnement, et de déclencher à temps les actions correctives par des systèmes automatiques ou par l'action des opérateurs ;
- la définition de moyens de protection et d'actions pour limiter la dispersion et les conséquences éventuelles sur les personnes et l'environnement des accidents qui pourraient survenir malgré les précautions prises.

Cette démarche de sûreté est appliquée à l'ensemble des étapes de conception, et d'exploitation de l'installation. Elle vise à prévoir un ensemble cohérent de moyens matériels, humains et organisationnels pour maîtriser les risques de dissémination radioactive, et d'exposition radiologique des personnes et de l'environnement, en mettant en perspective l'importance de ces moyens en regard de la gravité de chaque situation, de la plus probable à la plus hypothétique.

L'étude des différents scénarios incidentels et accidentels envisageables permet de vérifier que le réacteur est capable de supporter l'ensemble des conditions de fonctionnement, et que leurs conséquences radiologiques potentielles sont compatibles avec les objectifs généraux de sûreté.

Risques de nature non radiologique



0.6 METHODE RETENUE

POUR L'ANALYSE DES RISQUES NON RADIOLOGIQUES

0.6.1 Objectifs et périmètre de l'étude

Les objectifs de l'étude sont :

- D'identifier, d'analyser les risques de nature non radiologique associés aux installations objet de l'étude,
- De vérifier l'acceptabilité de ces risques au regard des lignes de défense et des cibles potentielles (que sont l'homme et l'environnement).

Les installations objet de l'étude sont celles correspondant au réacteur 3 (INB n° 167) du CNPE de Flamanville. Les autres installations présentes sur le CNPE ne font pas directement partie de l'objet de l'étude. Elles sont néanmoins prises en compte dans la mesure où elles peuvent interagir, en cas d'accident, avec les installations objet de l'étude.

0.6.2 Risques de nature non radiologique retenus

Les effets potentiellement générés par les risques de nature non radiologique ou faiblement radiologiques étudiés dans le cadre de l'étude de maîtrise des risques sont les suivants :

- Les effets thermiques liés aux incendies, jets enflammés et explosions,
- Les effets toxiques provenant de la dispersion atmosphérique des fumées d'incendie, de l'évaporation de nappe d'un produit toxique ou de fuite de gaz toxique,
- Les effets de surpression générés par des explosions,

- Les effets faiblement radiologiques provoqués par la dispersion de radionucléides mobilisés en cas d'incendie,
- Les effets liés à l'émission de projectiles issus de machines tournantes, résultant d'une explosion ou d'un éclatement d'une capacité,
- Les effets liés au déversement de substances dangereuses ou radioactives liquides dans l'environnement.

0.6.3 Démarche

L'étude de maîtrise des risques de nature non radiologique est basée sur une approche en plusieurs étapes :

Étape 1 : Le recueil des données d'entrée est un préalable aux autres étapes. Il consiste à recenser les installations et les sources potentielles de dangers associées. L'environnement humain et naturel ainsi que l'environnement industriel et les voies de communication y sont décrits et localisés.

Étape 2 : L'analyse du retour d'expérience participe à l'identification des types d'accidents susceptibles de survenir et des causes possibles d'accidents, ainsi qu'à la définition des mesures correctives à mettre en place. Le retour d'expérience peut permettre, de manière qualitative, d'appréhender la probabilité d'occurrence des scénarios.

Étape 3 : L'évaluation des risques se déroule en respectant 3 étapes :

- l'analyse préliminaire des risques permet d'identifier les événements redoutés et les phénomènes dangereux associés ayant potentiellement des effets sur les intérêts à protéger, en dehors des limites de site. A ce stade, les scénarios d'accident envisagés sont des scénarios enveloppes par type d'effets à étudier hors valorisation de tout type de mesures de maîtrise des risques ;
- la caractérisation de l'intensité des effets est menée sur les scénarios d'accidents sélectionnés à l'issue de l'analyse préliminaire des risques, et permet dans un premier temps, de confirmer ou non le dépassement des effets au-delà des limites de site et dans un second temps,

de conclure sur la nécessité ou non d'effectuer une analyse approfondie ;

- l'analyse approfondie des risques qui vise à déterminer la probabilité d'occurrence de l'accident et la gravité des conséquences.

Étape 4 : Suite au travail réalisé, une analyse est produite afin de conclure à l'acceptabilité des risques conventionnels vis-à-vis des intérêts protégés. En cas de détection d'un risque inacceptable, un travail itératif est réalisé afin de définir des solutions permettant de réduire la probabilité d'occurrence et/ou la gravité des conséquences, afin de le rendre acceptable ou tolérable.

0.7 RISQUES NON RADIOLOGIQUES

APPLICATION DE LA METHODE

Le caractère acceptable des risques est évalué en fonction de la probabilité d'occurrence de l'événement et de la gravité des conséquences de ce dernier. En fonction de leur niveau de probabilité et de gravité, les scénarios d'accident sont positionnés dans la grille de hiérarchisation des risques inspirée du domaine des ICPE. Cette matrice est issue de l'Arrêté du 29 septembre 2005 relatif à l'évaluation et à la prise en compte de la probabilité d'occurrence, de la cinétique, de l'intensité des effets et de la gravité des conséquences des accidents potentiels dans les études de dangers des installations classées soumises à autorisation.

| Gravité des conséquences | PROBABILITE (sens croissant de E vers A) | | | | |
|--------------------------|--|--------|--------|--------|--------|
| | E | D | C | B | A |
| Désastreux | Orange | Rouge | Rouge | Rouge | Rouge |
| Catastrophique | Orange | Orange | Rouge | Rouge | Rouge |
| Important | Orange | Orange | Orange | Rouge | Rouge |
| Sérieux | Vert | Vert | Orange | Orange | Rouge |
| Modéré | Vert | Vert | Vert | Vert | Orange |

Grille de hiérarchisation des risques (@ EDF)

Cette grille fait apparaître trois zones de risque accidentel :

- une zone de risque élevé, zone rouge, où le risque est considéré comme inacceptable. Il est alors impératif de prendre des mesures de réduction du niveau de risque ;
 - une zone de risque intermédiaire, zone jaune, où le risque est acceptable mais dans laquelle une démarche d'amélioration continue est particulièrement pertinente, en vue d'atteindre, dans des conditions économiquement acceptables, un niveau de risque aussi bas que possible, compte tenu de l'état des connaissances et des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation ;
 - une zone où le risque est acceptable en l'état, zone verte.
- Ainsi, par exemple, le risque associé à un événement extrêmement peu probable et dont les conséquences à l'extérieur du CNPE sont modérées est considéré comme acceptable.
- Si le risque n'est pas acceptable, une analyse est menée de manière itérative suivant un ou plusieurs des trois leviers suivants jusqu'à démontrer l'acceptabilité du risque :
- réduction du risque à la source : recherche de la possibilité de réduire les quantités de produits ou d'utiliser des produits de substitution si les contraintes d'exploitation le permettent ;
 - affinement du scénario : recherche d'un scénario d'accident plus réaliste que celui postulé lors de l'analyse préliminaire des risques ;
 - identification et valorisation de dispositions de maîtrise des risques (prévention, surveillance, mitigation) en vue de diminuer l'occurrence et/ou les conséquences du scénario d'accident.
- Ces dispositions constituent les mesures de maîtrise des risques.

Exemple de dispositions pour la maîtrise des risques non radiologiques :

Des mesures générales sont appliquées afin de prévenir et de réduire les risques de nature non radiologique. Elles concernent :

- Des dispositions matérielles portant sur les sources potentielles de danger internes avec, ci-dessous, quelques exemples :
 - la réduction des quantités de produits Toxiques, Radioactifs, Inflammables,

Corrosifs ou Explosifs (TRICE) afin de diminuer les rejets toxiques potentiels suite à un incendie,

- l'élimination des transformateurs contenant des PCB (matière susceptible de dégager des produits très toxiques, notamment la dioxine, sous l'action de la chaleur) et leur remplacement par des transformateurs secs,
- le déplacement des bouteilles de gaz d'acétylène à l'extérieur des bâtiments dans des locaux dédiés et ventilés naturellement sur une face par un cloisonnement grillagé, ce qui permet de limiter les risques de formation de poche de gaz explosible.

De manière générale, ces dispositions matérielles sont basées sur deux principes directeurs que sont le principe de

minimisation consistant à réduire au minimum les inventaires de produits dangereux et le principe de substitution consistant à substituer si possible les produits dangereux par des produits moins dangereux dans la limite de l'économiquement et technologiquement acceptable.

- Des dispositions relatives à l'organisation des activités du personnel : formation du personnel et des intervenants aux risques, encadrement des activités par des notes d'organisation et des consignes, contrôles périodiques des installations, maintenance préventive, exercices de mise en situation d'urgence...

Ces dispositions générales et des dispositions spécifiques prises par rapport à certains risques réduisent au minimum d'une part la probabilité d'occurrence des événements et d'autre part les conséquences de ceux-ci.

0.8 CONCLUSION

SUR LE VOLET DES RISQUES NON RADIOLOGIQUES

L'étude menée permet de conclure que les situations accidentelles considérées dans l'analyse des risques de nature non radiologique n'ont pas d'effets à l'extérieur des limites du site.

Dans le cas des installations objets de l'étude, situées au sein du CNPE de Flamanville, le positionnement sur la grille de hiérarchisation des risques confirme le caractère acceptable des risques en l'état actuel des installations puisque les familles de risques de nature non radiologique sont positionnées en zone verte dans cette grille.

En conclusion, les risques conventionnels que présente l'EPR vis-à-vis des intérêts à protéger sont donc maîtrisés : le niveau de risque est aussi bas que possible dans des conditions économiquement acceptables compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation.

L'EPR respecte les objectifs de sûreté relatifs à la maîtrise des risques conventionnels.

0.9 CONCLUSION

DE L'ETUDE DE MAITRISE DES RISQUES

L'EPR Flamanville 3 bénéficie de choix techniques visant à améliorer la sûreté de l'installation et la radioprotection des travailleurs sur la base du large retour d'expérience français issu des centrales nucléaires à eau pressurisée en exploitation.

L'ensemble des dispositions prises au niveau de la conception et de l'exploitation pour maîtriser les risques auxquels l'installation peut être confrontée permet de limiter l'occurrence d'incidents et d'accidents et d'en limiter les conséquences à l'extérieur du site et donc sur l'homme et l'environnement.

En ce qui concerne les risques non radiologiques, l'étude menée montre que compte tenu des dispositions prises, les risques de nature non radiologique associés aux installations objet de l'étude sont acceptables en l'état pour les cibles potentielles que sont l'homme et l'environnement.

Les installations objet de l'étude présentent un niveau de risque aussi bas que possible dans des conditions économiquement acceptables compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation.

Enfin, des dispositions organisationnelles et des moyens techniques et humains particuliers sont prévus et testés périodiquement pour optimiser la gestion des situations accidentelles au travers du Plan d'Urgence Interne (PUI) piloté par EDF et du Plan Particulier d'Intervention (PPI) piloté par la Préfecture.



ÉTUDE DE MAÎTRISE DES RISQUES

Chapitre 1 : étude de
maîtrise des risques
radiologiques

27 mai 2021





PLACE DU CHAPITRE DANS L'ÉTUDE DE MAÎTRISE DES RISQUES

Chapitre 0 - Résumé non technique
de l'Étude de maîtrise des risques page 4

**Chapitre 1 - Étude de maîtrise
des risques radiologiques** page 30

Chapitre 2 - Étude de maîtrise
des risques conventionnels page 107



SOMMAIRE

| | |
|---|-----------|
| 1.1 Introduction | 35 |
| 1.2 Inventaire des risques radiologiques que présente l'installation | 36 |
| 1.2.1 Radioactivité et effets des rayons ionisants | 36 |
| 1.2.2 Risques radiologiques spécifiques à l'installation | 37 |
| 1.2.3 Gestion des sources radioactives et transports des substances radioactives | 38 |
| 1.3 Présentation de la démarche Générale de sûreté et de la méthode retenue pour l'analyse des risques | 39 |
| 1.3.1 Définition et objectifs généraux de la sûreté nucléaire | 39 |
| 1.3.2 Les barrières de confinement | 39 |
| 1.3.3 Fonctions fondamentales de sûreté | 40 |
| 1.3.4 Concept de défense en profondeur | 41 |
| 1.3.5 Évènements initiateurs et conditions de fonctionnement | 42 |
| 1.3.5.1 Généralités | 42 |
| 1.3.5.2 Le cadre du dimensionnement | 43 |
| 1.3.5.3 La réduction du risque et la prévention d'un hypothétique accident avec fusion du cœur | 46 |
| 1.3.5.4 La réduction du risque et la maîtrise des situations de fusion cœur | 46 |
| 1.3.5.5 Les situations « pratiquement éliminées » | 47 |
| 1.3.6 Agressions | 47 |
| 1.3.7 Synthèse et méthode retenue pour l'analyse des risques | 47 |
| 1.4 Conséquences radiologiques des accidents éventuels pour les personnes et l'environnement | 49 |
| 1.4.1 Accidents pouvant aboutir à des rejets externes | 49 |
| 1.4.1.1 Méthodologie d'identification des situations étudiées | 49 |
| 1.4.1.2 Situations avec initiateur simple (PCC 2 à 4) | 49 |
| 1.4.1.3 Situations avec défaillances multiples (RRC-a) | 55 |
| 1.4.1.4 Situations avec fusion du cœur | 56 |
| 1.4.2 Évaluation des rejets radioactifs en situation accidentelle | 58 |
| 1.4.2.1 Introduction | 58 |
| 1.4.2.2 Exigences en matière de conséquences radiologiques | 58 |
| 1.4.2.3 Principales méthodes et hypothèses | 61 |

| | |
|---|-----------|
| 1.4.2.4 Évaluations des conséquences des accidents radiologiques sur l'homme et l'environnement. | 63 |
| 1.5 Dispositions retenues pour la maîtrise des risques, la prévention des accidents et la limitation de leurs effets | 69 |
| 1.5.1 Généralités | 69 |
| 1.5.2 Démarche de sûreté a la conception | 70 |
| 1.5.2.1 Dimensionnement conventionnel de base | 70 |
| 1.5.2.1.1 Conditions de fonctionnement de dimensionnement | 70 |
| 1.5.2.1.2 Liste de situations du circuit primaire principal | 70 |
| 1.5.2.1.3 Critère de défaillance unique (CDU) | 70 |
| 1.5.2.1.4 Classement de sûreté des équipements et exigences associées | 72 |
| 1.5.2.1.5 Réglementation, règles, codes et normes | 73 |
| 1.5.2.1.6 Règles de qualification des équipements à l'ambiance accidentelle | 73 |
| 1.5.2.2 Protection contre les agressions | 74 |
| 1.5.2.2.1 Agressions internes | 74 |
| 1.5.2.2.2 Agressions externes | 74 |
| 1.5.2.3 Vérification du dimensionnement | 79 |
| 1.5.2.4 Règles et critères d'obtention de la qualité | 81 |
| 1.5.3 Démarche de sûreté en exploitation | 83 |
| 1.5.3.1 Maintien et amélioration du niveau de sûreté | 83 |
| 1.5.3.2 Gestion des situations accidentelles | 84 |
| 1.5.4 Démarche de maîtrise du vieillissement | 86 |
| 1.6 Systèmes de surveillance, dispositifs et moyens de secours | 87 |
| 1.6.1 Description des principaux systèmes de sûreté | 87 |
| 1.6.1.1 Systèmes de surveillance | 87 |
| 1.6.1.2 Description des principaux circuits auxiliaires de la chaudière | 87 |
| 1.6.1.2.1 Système d'injection de sécurité / refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA) | 87 |
| 1.6.1.2.2 Réserve de fluide primaire dans l'enceinte (IRWST) | 88 |
| 1.6.1.2.3 Système de borication de sécurité (RBS) | 88 |
| 1.6.1.2.4 Système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG) | 88 |
| 1.6.1.2.5 Système de refroidissement intermédiaire (RRI) | 89 |
| 1.6.1.2.6 Système d'eau brute secourue (SEC) | 89 |

| | |
|---|------------|
| 1.6.1.2.7 Système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR) | 89 |
| 1.6.1.2.8 Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV) | 90 |
| 1.6.1.2.9 Système de vapeur et de transformation d'énergie | 90 |
| 1.6.1.3 Description des systèmes participant à la mitigation des accidents graves | 92 |
| 1.6.1.3.1 Système de ventilation de l'espace entre enceinte | 92 |
| 1.6.1.3.2 Évacuation ultime d'énergie de l'enceinte (EVU) | 92 |
| 1.6.1.3.3 Système de contrôle de l'hydrogène (ETY) | 93 |
| 1.6.1.3.4 Système de refroidissement du radier | 93 |
| 1.6.1.3.5 Système de dépressurisation en situation d'accident grave | 93 |
| 1.6.2 Maîtrise des situations de crise | 93 |
| 1.7 Analyse du retour d'expérience d'installations analogues | 98 |
| 1.7.1 Définition et rôle du retour d'expérience | 98 |
| 1.7.2 Retour d'expérience international | 99 |
| 1.7.2.1 Accident de Three Mile Island (USA) | 99 |
| 1.7.2.2 Accident de la centrale de Tchernobyl (Ukraine) | 100 |
| 1.7.2.3 Évènement de la centrale de Forsmark (Suède) | 101 |
| 1.7.2.4 Accident de la centrale de Fukushima Daiichi (Japon) | 102 |
| 1.7.3 Retour d'expérience national | 103 |
| 1.7.3.1 Inondation du site du Blayais | 104 |
| 1.7.3.2 Incident de pollution du circuit primaire par des résines (Fessenheim) | 105 |
| 1.8 Conclusion | 106 |

1.1 INTRODUCTION

Le présent titre traite des risques radiologiques induits par l'exploitation de l'Installation Nucléaire de Base (INB) n° 167 correspondant à l'installation du réacteur EPR Flamanville 3 du Centre Nucléaire de Production d'Électricité (CNPE) de Flamanville 3.

1.2 INVENTAIRE

DES RISQUES RADIOLOGIQUES QUE PRESENTE L'INSTALLATION

1.2.1 Radioactivité et effets des rayons ionisants

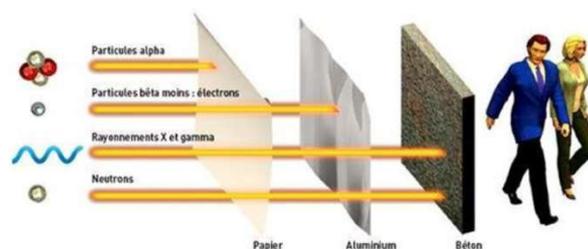
La radioactivité est un phénomène physique correspondant à l'émission spontanée d'énergie sous forme d'un rayonnement (particulaire ou électromagnétique) par de la matière constituée d'atomes instables (dits radioactifs). L'unité de la radioactivité est le Becquerel (Bq) qui vaut une désintégration (transformation spontanée d'un noyau d'atome) par seconde.

Les produits radioactifs (ou radioéléments) sont distingués suivant la nature et l'énergie des rayonnements qu'ils émettent. Les différents types de rayonnements sont :

- Le rayonnement alpha, constitué de deux protons et de deux neutrons (noyaux d'hélium), qui est peu pénétrant et ne peut parcourir que quelques centimètres dans l'air et quelques dizaines de microns dans l'eau et les tissus de l'organisme. Une simple feuille de papier suffit à l'arrêter,
- Le rayonnement bêta, correspond à l'émission d'un électron, qui peut parcourir plusieurs mètres dans l'air et quelques millimètres dans l'eau. La paroi en verre d'un flacon ou une feuille d'aluminium suffit à l'arrêter,
- Le rayonnement gamma, consistant à l'émission d'énergie sous forme de photons, qui est de nature électromagnétique (pas de charge, pas de masse). Ce type de rayonnement est très pénétrant et traverse facilement l'organisme. De fortes épaisseurs de matériaux denses et compacts (eau,

béton, plomb) sont nécessaires pour en atténuer l'intensité,

- Le rayonnement neutronique, correspond à l'émission de particules non chargées. Les neutrons ne sont pratiquement pas ralentis par l'air et peuvent pénétrer profondément dans la matière.



Pouvoir de pénétration dans la matière des rayonnements (@ EDF)

Ces rayonnements peuvent provoquer des lésions dans les cellules de la matière vivante : ils sont alors appelés « rayonnements ionisants ».

Les conséquences de ces ionisations d'atomes ou de molécules dépendent de la partie atteinte de l'organisme, de la nature et de l'énergie du rayonnement, et de la quantité d'énergie absorbée.

Suite à une exposition à des rayonnements ionisants, les effets biologiques sur les tissus vivants sont évalués par la « dose » qui s'exprime en Sievert (Sv).

L'exposition à des substances nucléaires pouvant être externe (par irradiation) ou interne (par inhalation, par ingestion ou par une plaie), l'estimation des doses reçues permet d'apprécier le risque total d'un individu exposé, et d'évaluer les risques d'effets sanitaires à court terme (brûlures radiologiques, atteinte du système gastro-intestinal...), et à long terme (cancers et effets

héréditaires en excès par rapport à une population non exposée) puisque la probabilité d'apparition des effets à long terme est directement proportionnelle à la dose.

1.2.2 Risques radiologiques spécifiques à l'installation

L'EPR de Flamanville, au même titre que l'ensemble des installations nucléaires de production d'électricité, contient des produits radioactifs qui, en émettant des rayonnements, peuvent avoir des effets sur les personnes et l'environnement.

L'exposition éventuelle de personnes ou de l'environnement aux rayonnements issus de ces produits radioactifs constitue le risque radiologique associé à l'installation.

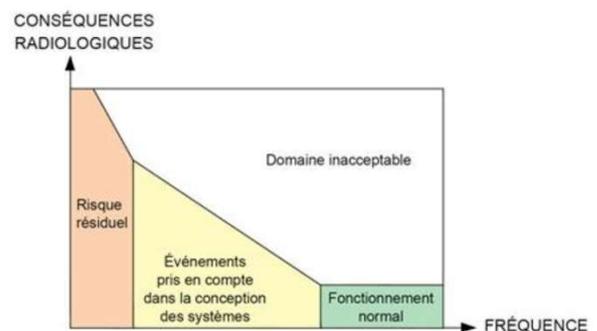
Concernant la filière des Réacteurs à Eau sous Pression (REP) à laquelle appartiennent les réacteurs du site de Flamanville, la protection contre les risques d'exposition interne et d'exposition externe aux rayonnements ionisants est obtenue par la mise en place d'écrans de protection (dispositifs de blindage interposés entre une source de rayonnement et une région déterminée) et de barrières de confinement (dispositifs capables d'empêcher ou de limiter la dispersion des matières radioactives), de matériaux et d'épaisseurs adaptées.

Le risque, inhérent à toute activité humaine, est défini, par l'ISO guide 73 de 2009 « Management du risque – Vocabulaire » de l'organisation internationale de normalisation, comme la combinaison de la probabilité d'un évènement et de ses conséquences.

Pour les centrales nucléaires, comme pour toutes les activités industrielles, la probabilité d'incident ou d'accident qui entraînerait des rejets radioactifs liquides ou gazeux à l'environnement, ne peut pas être égale à zéro, quelle que soit l'importance des

dispositions prises. La règle retenue pour la mise en place de dispositions ayant pour but d'éviter les incidents et accidents ou de limiter leurs conséquences est la suivante : plus les conséquences d'un incident ou accident sont graves pour l'environnement, plus sa probabilité doit être rendue faible.

Cette règle est illustrée, sur le principe, par le graphique ci-dessous qui délimite un domaine autorisé (ou acceptable) et un domaine interdit (ou inacceptable).



Relation entre fréquence et conséquence d'un évènement (@ EDF)

Pour des événements fréquents (probabilité élevée), les conséquences doivent rester minimales (les rejets en exploitation normale, par exemple, créent une radioactivité très faible par rapport à la radioactivité naturelle). Pour des événements plus rares (probabilité faible), les conséquences peuvent être plus importantes, ce qui justifie la mise en place de protections particulières à la conception.

Des événements de probabilité très faible (par exemple, la chute d'une météorite) ne justifient pas de protections particulières : ces événements font partie de ce qu'on appelle le risque résiduel. Le risque résiduel est le risque qui subsiste malgré toutes les dispositions prises.

1.2.3 Gestion des sources radioactives et transports des substances radioactives

Outre la matière présente dans le combustible nucléaire, qui fait l'objet de la présente étude de maîtrise des risques radiologiques, l'INB contient également des sources radioactives nécessaires à son bon fonctionnement (sources intégrées, essais périodiques, étalonnages, vérification d'appareils, ...).

Conformément aux exigences réglementaires et aux prescriptions de radioprotection, des dispositions sont prises en matière de gestion et de transports des sources radioactives afin d'assurer la protection des travailleurs, du public et de l'environnement contre les risques d'irradiation et de contamination.

Les sources radioactives présentes à l'intérieur de l'enceinte du site sont gérées à l'aide d'une application informatique, complétée par l'utilisation de registres propres à chaque local de stockage, permettant de tracer les mouvements et les utilisations.

Le titulaire de l'autorisation de détention et d'utilisation de sources radioactives est le responsable de l'entité nucléaire de Flamanville, qui est également responsable de la déclaration aux autorités compétentes de tout incident ou accident susceptible de porter atteinte à la santé des personnes par exposition aux rayonnements ionisants. L'organisation concernant la détention et l'utilisation de sources radioactives s'articule autour du conseiller en radioprotection en charge des sources (PCR sources) et des personnes responsables des locaux de stockage.

Les Personnes Compétentes en Radioprotection sont regroupées au sein du Service Compétent en Radioprotection (SCR), entité du Service Support Technique en

charge de la prévention des risques dans les domaines de la sécurité et la radioprotection. Cette entité est indépendante des autres entités opérationnelles du CNPE.

Concernant le transport de sources radioactives, le CNPE de Flamanville est responsable du transport de toutes les matières radioactives issues de ses installations. Il est remis au conducteur du véhicule de transport un document de transport (ou une Déclaration d'Expédition de Matières Radioactives : DEMR) sur lequel le site expéditeur atteste que le colis transporté est conforme à la réglementation, que le colis (l'emballage et son contenu) est conforme aux exigences de l'agrément du modèle de colis délivré par l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN), et que la propriété radiologique, l'arrimage interne du contenu et l'arrimage sur le véhicule sont garantis tout au long de la chaîne du transport.

L'expédition et la réception de sources radioactives ne peuvent être réalisées sans l'accord de la PCR Sources et s'effectuent conformément à la réglementation relative aux Transports de Marchandises Dangereuses par voies terrestres, dite réglementation « TMD ».

Les principes de sûreté appliqués pour réduire les risques radiologiques de l'activité de transports de matières radioactives reposent sur :

- La conception des colis, en imposant des performances en termes de protection,
- Les précautions à prendre lors du transport des colis,
- Les contrôles radiologiques réalisés sur le colis contenant la source et sur le véhicule,
- La limitation des conséquences en cas d'accident, par la définition de la conduite à tenir et de parades adaptées.

1.3 PRESENTATION

DE LA DEMARCHE GENERALE DE SURETE ET DE LA METHODE RETENUE POUR L'ANALYSE DES RISQUES

1.3.1 Définition et objectifs généraux de la sûreté nucléaire

Selon l'article L.591-1 du code de l'environnement, 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 nucléaires de base, ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets, c'est-à-dire :

- D'assurer le fonctionnement normal des installations,
- De prévenir les incidents et accidents,
- De limiter les conséquences d'un incident ou accident éventuel.

Les objectifs généraux de la sûreté nucléaire consistent à maintenir le risque d'exposition aux rayonnements ionisants, inhérent à la production d'énergie dans les centrales nucléaires, dans les limites suivantes :

- En fonctionnement normal, l'exposition aux rayonnements ionisants des personnes est maintenue au niveau le plus bas qu'il est raisonnablement possible d'atteindre, et, en tout état de cause, inférieurs aux limites fixées par la réglementation,
- En situation accidentelle, l'état de la tranche ne doit pas conduire à des risques de rejets radioactifs inacceptables (voir § 1.4.2.1.) Pour les personnes et l'environnement. Plus généralement, les limites d'acceptabilité

des conséquences radiologiques d'un événement incidentel ou accidentel doivent être d'autant plus faibles que la fréquence d'occurrence de cet événement est plus élevée.

1.3.2 Les barrières de confinement

Afin de prévenir et/ou de limiter la dispersion des produits radioactifs dans l'environnement, des barrières physiques, résistantes, étanches et indépendantes sont interposées en série entre les sources radioactives et l'environnement.

Le nombre et les caractéristiques des barrières sont adaptés aux risques encourus. Quand le réacteur est en fonctionnement, trois barrières entourent la matière nucléaire :

- La gaine du combustible (1^{re} barrière) :

Les produits de fission radioactifs sont créés dans les pastilles de combustible et retenus pour la plupart à l'intérieur de celles-ci et dans la gaine pour les plus volatils. Les gaines de ces crayons forment la première barrière. Le cœur du réacteur de Flamanville 3 contient 241 assemblages combustibles. Chaque assemblage combustible est composé de 265 crayons de combustible.

- Le circuit primaire (2^e barrière) :

Le circuit primaire, deuxième barrière de confinement, limite la dispersion des produits radioactifs contenus dans l'eau primaire.

- L'enceinte de confinement (3^e barrière) :

Une enceinte de confinement englobe l'ensemble du circuit primaire : c'est la

troisième et dernière barrière avant l'environnement.

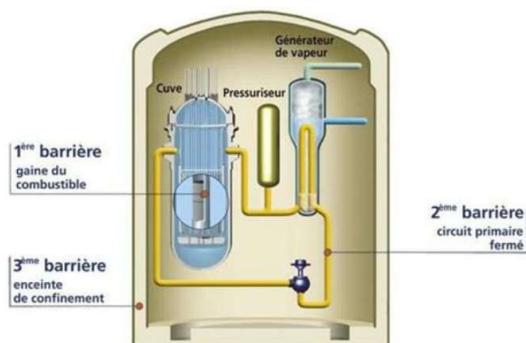
Cette barrière de confinement est constituée :

- Par le bâtiment réacteur lui-même. Le bâtiment réacteur de la tranche 3 du CNPE Flamanville est constitué de deux parois, une paroi interne en béton précontraint et une paroi externe en béton armé,
- Par les pénétrations de ce bâtiment (tampon pour l'accès du matériel, sas pour l'accès du personnel, traversées de tuyauteries, traversées électriques, tube de transfert des assemblages de combustible entre le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible).

Toutes ces pénétrations sont conçues pour être les plus étanches possible : les traversées de tuyauteries sont par exemple équipées de vannes et de clapets d'isolement.

Certains équipements constituent une extension de la troisième barrière. Il s'agit essentiellement des tubes des Générateurs de Vapeur, de l'enveloppe des générateurs de vapeur, de portions du circuit secondaire intérieur au bâtiment réacteur et de quelques lignes d'instrumentation.

Par ailleurs, les circuits requis en situation accidentelle et véhiculant hors du bâtiment réacteur des produits radioactifs peuvent également constituer une extension de la troisième barrière et sont soumis alors à des exigences particulières.



Barrières de confinement de la matière nucléaire
(© EDF)

La succession dans l'espace de ces trois barrières garantit le confinement des matières radioactives. Toutefois, sur un ensemble de cette importance, on ne peut avoir l'assurance absolue que l'étanchéité de chacune de ces barrières existe intégralement et simultanément à tous les instants.

Afin de pérenniser la fonctionnalité des barrières de confinement, la prévention des risques impose également de garantir à tout moment des règles spécifiques au fonctionnement du réacteur : il s'agit des fonctions fondamentales de sûreté.

1.3.3 Fonctions fondamentales de sûreté

Pour empêcher la dispersion de produits radioactifs, il faut faire en sorte que la matière nucléaire reste dans la gaine métallique qui l'entoure (première barrière). Il faut par conséquent éviter les ruptures de gaines ou la fusion de la gaine et du combustible.

Ceci est évité en évacuant l'énergie dégagée par les réactions de fission nucléaire quand le réacteur est en fonctionnement et en évacuant la puissance résiduelle dégagée par les produits de fission après l'arrêt de la réaction en chaîne.

Quand le réacteur est en fonctionnement, l'évacuation de l'énergie produite est assurée si deux conditions sont remplies :

- La puissance du réacteur est stabilisée grâce au contrôle de la réaction en chaîne : c'est la maîtrise de la réactivité,
- Le refroidissement du combustible adapté à la puissance produite est assuré par les systèmes prévus à cet effet.

Les produits radioactifs peuvent migrer hors des crayons du combustible à la suite de défauts d'étanchéité des barrières. L'eau du circuit primaire, qui contient les produits radioactifs passés à travers les défauts des gaines, peut s'écouler dans les locaux en fonctionnement normal. Les fuites et les

égouttures sont récupérées par un système de recueil des effluents.

En outre, les études d'accidents postulent de façon conservatrice des défaillances au niveau des barrières. Le confinement des produits radioactifs doit être organisé pour limiter leur dispersion dans l'environnement en fonctionnement normal et en cas d'incident ou d'accident.

Les dispositions mises en œuvre pour assurer les trois fonctions fondamentales de sûreté permettent d'assurer la protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants, quatrième fonction fondamentale de sûreté introduite par l'article 3.4 de l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base, dit « arrêté INB ».

Ainsi, afin de garantir un haut niveau de sûreté, des dispositions sont prises concernant la conception, la fiabilité des matériels (fabrication et installation), l'action des hommes et l'efficacité de l'organisation du travail. En cas de défaillance de certaines dispositions, d'autres doivent être efficaces pour éviter un accident ou en limiter les conséquences.

Cette accumulation de dispositions est exprimée par le concept de défense en profondeur qui est présenté dans le paragraphe suivant.

1.3.4 Concept de défense en profondeur

Le concept de défense en profondeur consiste à prendre en compte de façon systématique les défaillances de dispositions techniques, humaines ou organisationnelles (non-accomplissement permanent des trois fonctions fondamentales de sûreté) et à s'en prémunir par des lignes de défense successives.

Quatre niveaux de défense sont distingués :

1^{er} niveau « la prévention » : éviter que la défaillance se produise.

Toutes les précautions sont prises pour que la tranche soit fondamentalement sûre : qualité des études de conception (comportant des marges), de la réalisation et des contrôles associés, de l'exploitation pour que, en fonctionnement normal, y compris lors des transitoires normaux d'exploitation, l'installation ne soit pas soumise à des défaillances.

À ce premier niveau correspond la définition :

- Des automatismes et systèmes de régulation du réacteur,
- Des spécifications techniques d'exploitation (STE), qui fixent la conduite à tenir face à l'indisponibilité des matériels et dont le respect garantit le maintien de la tranche dans son domaine de conception.

2^e niveau « la surveillance » : anticiper l'apparition de la défaillance par des contrôles, des tests ou la détecter dès qu'elle survient.

Il est supposé que des incidents conduisant la tranche à sortir de son domaine normal de fonctionnement peuvent survenir il s'agit de les détecter et d'interrompre les processus en cours. À ce deuxième niveau correspond la définition :

- Des systèmes de sécurité permettant de ramener et maintenir la tranche dans un état d'arrêt sûr (état pour lequel le réacteur est sous-critique et l'évacuation de l'énergie résiduelle est assurée), y compris la partie du système de protection permettant leur mise en œuvre,
- Des équipes de conduite et de leurs procédures de conduite.

3^e niveau « l'action » : limiter les conséquences de la défaillance (procédures incidentelles et accidentelles).

Il est supposé, en outre, que des accidents susceptibles de mettre gravement en cause le confinement des substances radioactives peuvent survenir. À ce troisième niveau correspond la définition :

- Des systèmes de sauvegarde, y compris la partie du système de protection permettant leur mise en œuvre, destinés à limiter les conséquences radiologiques à un niveau acceptable,
- De la redondance humaine au niveau de la conduite et des procédures de surveillance.

4^e niveau « l'atténuation » : limiter les conséquences radiologiques pour la population (procédures ultimes).

Il est supposé, enfin, que des accidents graves avec fusion du cœur peuvent avoir lieu et conduire à des sollicitations importantes de l'enceinte de confinement et de ses organes d'isolement. À ce niveau correspond la définition :

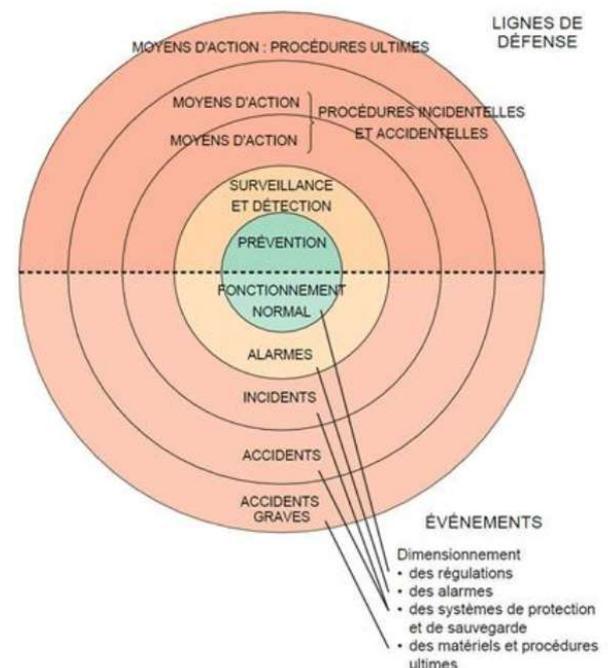
- Des dispositions complémentaires permettant de maintenir un confinement compatible avec la mise en œuvre des plans de situation de crise,
- Des procédures de conduite ultime,
- De l'Organisation Nationale de Crise (ONC) et de guides de conduite en cas d'accident grave.

Les lignes de défense doivent être fiables et aussi indépendantes que possible.

La défense en profondeur est un concept qui s'applique à tous les stades de la vie de l'installation, de la conception à l'arrêt définitif.

Lorsqu'il n'est pas possible de disposer d'une ligne de défense dans chacun des niveaux

précités, les autres lignes de défense doivent alors être renforcées. Par exemple, comme il n'existe pas de moyen pour limiter les conséquences de la rupture de la cuve du réacteur, les lignes de défense « prévention » (choix du matériau, marges de sécurité des calculs de dimensionnement, contrôles de fabrication sévères, ...) et « surveillance » (contrôles non destructifs, expertises, ...) sont renforcées.



Défense en profondeur à la conception
© EDF

La stratégie de la défense en profondeur est tout particulièrement mise en œuvre au niveau de chacune des barrières de confinement (voir § 1.3.2.) interposées entre le combustible nucléaire d'une part, et la population et l'environnement d'autre part.

1.3.5 Évènements initiateurs

et conditions de fonctionnement

1.3.5.1 Généralités

La démarche initiale de conception des réacteurs à eau sous pression du type développé en France, qui s'appuie sur le concept de défense en profondeur, consiste à recenser des catégories d'évènements incidentels ou accidentels aux conséquences

de gravité croissante pouvant conduire à une dispersion de produits radioactifs dans l'environnement. La définition de ces événements permet de vérifier que la tranche nucléaire est capable de supporter des conditions de fonctionnement « anormales », dans le respect des trois fonctions fondamentales de sûreté.

1.3.5.2 Le cadre du dimensionnement

La démarche de sûreté impose de prendre en compte à la conception du réacteur un nombre limité d'événements représentatifs et enveloppes des situations qui peuvent être potentiellement rencontrées durant son exploitation et les différents états du réacteur qui la composent. Ces événements en tant qu'initiateurs de transitoires font l'objet d'un regroupement en plusieurs catégories sur la base d'une estimation de leur fréquence d'occurrence et de leurs conséquences sur l'environnement. Les erreurs humaines sont considérées dans l'estimation de ces fréquences d'occurrence et font partie de certains initiateurs.

Sur cette base, quatre catégories d'événements sont identifiées qui sont :

- La catégorie 1 « PCC1 » renfermant l'ensemble des conditions d'exploitation normale,
- La catégorie 2 « PCC2 » regroupant les transitoires de référence,
- La catégorie 3 « PCC3 » regroupant les incidents de référence,
- La catégorie 4 « PCC4 » regroupant les accidents de référence.

Le classement des PCC est effectué selon leur fréquence annuelle approximative d'apparition estimée (l'élimination pratique d'un événement initiateur ne peut pas être démontrée par le respect d'une valeur de coupure probabiliste générique).

L'identification de ces événements et leur regroupement en catégories selon les PCC est utilisé pour dimensionner les systèmes devant les maîtriser et ainsi empêcher qu'ils

conduisent à des conséquences inacceptables pour l'installation et pour son environnement.

Domaines d'études

Les événements envisagés dans les études PCC sont supposés survenir pendant l'exploitation normale de la centrale. Les conditions initiales supposées couvrent tous les états possibles du réacteur allant du fonctionnement à pleine puissance à l'arrêt à froid. Les six domaines d'études suivants sont définis :

État A : États en puissance, arrêt à chaud et arrêt intermédiaire sur Générateur de Vapeur (GV). Dans ces états d'arrêt, toutes les fonctions nécessaires de protection automatique du réacteur sont disponibles comme dans les états en puissance. En fait, certaines fonctions de protection peuvent être désactivées à faible puissance, mais il reste toujours suffisamment de fonctions automatiques de protection pour satisfaire les critères d'acceptation en cas de transitoire.

État B : Arrêt intermédiaire sur GV.

État C : Arrêt intermédiaire sur le circuit RIS-RA en mode RA, arrêt à froid normal (primaire pressurisable) et arrêt pour intervention (couvercle posé non soulevé). Le circuit primaire est fermé ou entrouvert. Le Circuit Primaire Principal (CPP) est plein ou à un niveau correspondant à un dénoyage partiel des boucles (par exemple pour la vidange des tubes GV et pour le balayage du CPP).

État D : Arrêt à froid pour intervention avec le CPP ouvert, de sorte que les GV ne peuvent pas être utilisés pour l'évacuation de la puissance résiduelle. Le niveau du CPP peut correspondre à un dénoyage partiel des boucles.

État E : Arrêt à froid avec piscine Bâtiment Réacteur (BR) pleine pour rechargement.

État F : Arrêt à froid avec le cœur complètement déchargé. Pendant cet état, des travaux sont réalisés sur les composants

du CPP. Cet état n'est pas analysé vis-à-vis de la protection du cœur.

Conditions de fonctionnement de catégorie 1 (PCC-1) : transitoires d'exploitation normale

Les transitoires d'exploitation normale sont les suivants :

- Augmentation et baisse de température du CPP
- Variations de charge en échelons
- Variations de charge en rampes
- Réduction de charge, jusqu'au délestage complet de conception
- Perte du réseau principal, avec le réseau auxiliaire disponible
- Déclenchement partiel du réacteur

Ces transitoires d'exploitation sont susceptibles de se produire fréquemment ou régulièrement au cours du fonctionnement normal. Ces événements participent à la définition des conditions de chargement de l'enveloppe sous pression du circuit primaire et du circuit secondaire principal.

Conditions de fonctionnement de catégorie 2 (PCC-2 transitoires de référence)

Les transitoires de références sont définis par rapport à un état initial du réacteur (cf. paragraphe Domaines d'études ci-dessus). Ces transitoires de références sont :

- Arrêt intempestif du réacteur
- Défaillance du système de régulation du débit d'eau alimentant les générateurs de vapeurs (système ARE), conduisant à une réduction de la température de l'eau alimentaire
- Défaillance du système ARE conduisant à l'augmentation du débit d'eau alimentaire
- Augmentation excessive du débit vapeur
- Déclenchement turbine
- Perte du vide au condenseur
- Perte totale d'alimentation électrique externe de courte durée (< 2 heures)
- Perte de l'eau alimentaire normale

- Perte d'une pompe primaire sans Arrêt Automatique Réacteur (AAR) partiel
- Retrait incontrôlé de groupes
- Mauvais positionnement et chute de grappe(s), sans limitation
- Démarrage d'une boucle primaire inactive à une température incorrecte
- Défaillance du système de contrôle de la chimie et de la volumétrie de l'eau du circuit primaire (RCV) conduisant à une diminution de la concentration en bore du fluide primaire
- Dysfonctionnement du RCV entraînant une augmentation ou une diminution de l'inventaire en eau du circuit primaire
- Transitoires de pression primaire (aspersion intempestive au pressuriseur, réchauffement intempestif du pressuriseur)
- Baisse incontrôlée du niveau primaire
- Perte d'un train du système d'injection de sécurité RIS/RA en mode Refroidissement du réacteur à l'Arrêt
- Perte d'un train de refroidissement du système de traitement et de refroidissement de l'eau de la piscine d'entreposage du combustible (PTR) ou d'un système support du PTR

Conditions de fonctionnement de catégorie 3 (PCC-3 incidents de référence)

Les incidents de référence sont :

- Petite brèche vapeur ou d'eau alimentaire incluant la rupture de lignes connectées aux générateurs de vapeur (GV)
- Perte des alimentations électriques externes (> 2 heures)
- Ouverture intempestive d'une soupape pressuriseur
- Ouverture intempestive d'une vanne de contournement à l'atmosphère ou d'une soupape GV

- Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) Petite Brèche
- Rupture de tube de générateur de vapeur 1 tube
- Fermeture intempestive d'une ou de toutes les vannes d'isolement vapeur
- Non-conformité du cœur
- Réduction forcée du débit primaire (4 pompes)
- Défaillances dans les systèmes de traitement des effluents liquides ou gazeux
- Retrait incontrôlé de groupes
- Retrait incontrôlé d'une grappe en puissance (grappe permettant la maîtrise de la réaction de fission dans le cœur)
- Rupture d'une ligne véhiculant du réfrigérant primaire à l'extérieur de l'enceinte (par exemple ligne d'échantillonnage)
- Perte des alimentations électriques externes (> 2 heures), aspect refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible
- Perte d'un train de refroidissement PTR ou d'un système support du PTR
- Rupture de tuyauterie isolable sur un circuit connecté à la piscine de désactivation.
- Éjection de grappe
- Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) Grosse Brèche et Brèche Intermédiaire
- Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) Petite Brèche
- Défaillance d'une pompe primaire (rotor bloqué)
- Rupture de l'arbre d'une pompe primaire
- Rupture de tube de générateur de vapeur – 2 tubes dans un GV
- Accident de manutention du combustible
- Dilution due à la rupture non isolable d'un tube d'échangeur de chaleur
- Brèche isolable sur le système d'Injection de Sécurité en mode Refroidissement à l'Arrêt (RSI en mode RA), à l'intérieur ou à l'extérieur de l'enceinte
- Petite brèche primaire non isolable ou brèche isolable sur le système RIS en mode RA, aspect vidange piscine
- Défaillance multiple de systèmes dans le Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) et le Bâtiment de Traitement des Effluents (BTE) sous séisme
- Fuite de tuyauterie non isolable sur un circuit connecté à la piscine de désactivation.

Conditions de fonctionnement de catégorie 4 (PCC-4 accidents de référence)

Les accidents de référence sont (l'absence de mention de l'état initial du réacteur signifie que l'événement est analysé pour un état initial en puissance) :

- Perte des alimentations électriques externes (> 2 heures)
- Rupture de tuyauterie vapeur
- Rupture de tuyauterie d'eau alimentaire
- Ouverture intempestive d'une vanne de contournement à l'atmosphère ou d'une soupape GV

Les séquences d'événements qui prolongent le dimensionnement et l'évaluation de sûreté de l'îlot nucléaire, sont réparties en catégorie de réduction du risque, prenant en compte des défaillances multiples. Ces catégories correspondent à l'appellation « Risk Reduction Category » en anglais.

RRC-A : Prévention de la fusion du cœur

RRC-B : Prévention des rejets importants en cas de fusion du cœur.

Les séquences RRC-B sont des accidents graves.

1.3.5.3 La réduction du risque et la prévention d'un hypothétique accident avec fusion du cœur

La prévention des situations de fusion du cœur constitue la première étape de la réduction du risque.

La catégorie de réduction du risque A (RRC-A) intervient en complément de l'analyse déterministe des conditions de fonctionnement de référence (PCC). Elle considère des combinaisons d'événements (appelées séquences) susceptibles de conduire à des situations de fusion cœur par les défaillances multiples qu'ils initient. La liste des conditions avec défaillances multiples est essentiellement basée sur une approche probabiliste utilisant le résultat de l'Etude Probabiliste de Sûreté (EPS). Elle est complétée en particulier par les situations de perte de source électrique ou de source froide à long terme.

Sur le plan technique, des moyens de contrôle de ces séquences (appelés « dispositions ») sont identifiés, conçus et installés pour prévenir la fusion cœur et contenir les conséquences de ces séquences en termes de rejets dans l'environnement à des niveaux « acceptables ».

Le domaine RRC-A concerne :

- Les événements d'origine interne (hors agression) affectant la chaudière ou le combustible présent dans la piscine de désactivation du BK,
- Les transitoires de perte long terme des alimentations électriques externes et de perte long terme de la source froide.

1.3.5.4 La réduction du risque et la maîtrise des situations de fusion cœur

La maîtrise des situations de fusion du cœur prend pour base l'analyse de sûreté de différents phénomènes qui font suite à la fusion du cœur à basse pression et qui ne font pas l'objet de dispositions « d'élimination pratique ». L'objectif est de montrer que

compte-tenu des dispositions de mitigation retenues à la conception, ces situations nécessitent uniquement des mesures de protection très limitées dans l'espace et dans le temps.

Ces différents phénomènes sont étudiés afin d'identifier des dispositions permettant de limiter les conséquences radiologiques de la fusion du cœur à l'extérieur du site.

Les dispositions mises en place visent :

- Au renforcement du confinement statique et dynamique de l'installation pour limiter les fuites directes,
- Au maintien de l'intégrité de ce confinement sur le long terme au travers du contrôle des phénomènes susceptibles d'y porter atteinte (maîtrise de la pression et température de l'enceinte, préservation du radier, contrôle de l'hydrogène).

Les dispositions mises en place pour le maintien de l'intégrité du confinement sont dimensionnées de manière déterministe sur la base de scénarios de référence représentatifs enveloppes du phénomène considéré.

Les analyses déterministes servent également à la définition de l'instrumentation nécessaire à l'opérateur et à l'équipe de crise pour gérer ce type de situation ainsi qu'à la définition des conditions de qualification des équipements nécessaires à la démonstration de l'atteinte des objectifs de sûreté.

L'efficacité des dispositions renforçant le confinement est vérifiée sur la base d'évaluations des conséquences radiologiques d'un terme source enveloppe des rejets dans l'enceinte (deux cinétiques étudiées).

Cette démarche déterministe est complétée d'une vérification probabiliste. L'EPS permet de vérifier la fiabilité des dispositions mises en place au travers du caractère résiduel des séquences accidentelles conduisant à des rejets importants.

1.3.5.5 Les situations « pratiquement éliminées »

Les situations qui font l'objet d'un traitement particulier conduisant à leur « élimination pratique » sont celles qui sont susceptibles de générer des rejets précoces importants. Sont en particulier concernées par cette démarche les séquences suivantes :

- La fusion du cœur à haute pression et échauffement direct de l'enceinte,
- Les accidents d'injection rapide de réactivité,
- Les explosions de vapeur susceptibles de mettre en danger la tenue de la cuve et du confinement,
- Les détonations d'hydrogène susceptibles de mettre en danger la tenue du confinement,
- Les bypasses du confinement avec fusion du cœur,
- La fusion du combustible présent dans la piscine de désactivation du BK.

Les situations à éliminer pratiquement reposent sur une démarche déterministe visant à identifier les phénomènes pouvant conduire à une perte précoce du confinement en situation de fusion du cœur. Ces transitoires font ensuite l'objet d'une analyse fonctionnelle afin d'identifier les dispositions à mettre en place afin d'en diminuer les conséquences (préservant ainsi le confinement) ou d'en prévenir l'occurrence.

La fiabilité de la conception est ensuite vérifiée au travers du caractère résiduel des séquences accidentelles conduisant à des rejets précoces importants.

La démonstration que ces situations sont "pratiquement éliminées" ne repose donc pas exclusivement sur des considérations probabilistes mais sur un ensemble de considérations déterministes et probabilistes, en tenant compte des incertitudes dues aux connaissances limitées de certains phénomènes physiques.

1.3.6 Agressions

La conception des installations doit garantir une protection appropriée contre toute agression interne ou externe susceptible de constituer un événement initiateur et de nuire à l'accomplissement des fonctions fondamentales de sûreté.

Les agressions sont considérées comme indépendantes des conditions de fonctionnement de dimensionnement. Certains cumuls conventionnels sont effectués au titre de la défense en profondeur afin de dégager des marges pour certains dimensionnements par exemple : cumul des sollicitations résultant des conditions de fonctionnement de dimensionnement et des sollicitations d'origine sismique pour le dimensionnement de certains équipements ou encore dimensionnement au séisme de systèmes de lutte contre l'incendie.

Les dispositions de protection prises à la conception contre les agressions internes et les agressions externes sont présentées au § 1.5.2.2.

1.3.7 Synthèse et méthode retenue pour l'analyse des risques

En résumé, la maîtrise des risques radiologiques (dispersion de matières radioactives, exposition aux rayonnements ionisants), liés au fonctionnement d'un réacteur nucléaire, repose avant tout sur le principe de pérennité des barrières de confinement successives.

Pour éviter la défaillance de ces barrières ou en limiter les conséquences, et ainsi protéger les personnes et l'environnement, il faut maintenir les trois fonctions fondamentales de sûreté suivantes :

- La maîtrise de la réactivité,
- Le refroidissement du combustible,
- Le confinement des produits radioactifs.

Le concept de défense en profondeur renforce la fiabilité de ces fonctions de sûreté. Cette démarche de sûreté est une démarche internationale, présentée en particulier dans les documents de l'INSAG (International Nuclear Safety Group) de l'AIEA (Agence Internationale pour l'Energie Atomique).

La démonstration de sûreté de l'installation consiste à s'assurer du bon dimensionnement des barrières, en montrant qu'il existe une marge suffisante entre leurs conditions d'utilisation en fonctionnement normal et les valeurs limites prises en compte à la conception, et que des systèmes de protection adaptés et efficaces sont prévus en cas de dépassement des limites de fonctionnement normal.

Dans ce but, l'analyse des risques a pour objet de vérifier que les objectifs généraux de

sûreté sont respectés dans toutes les séquences incidentelles et accidentelles des conditions de fonctionnement de dimensionnement, de réduction du risque et « pratiquement éliminées ».

L'ensemble des dispositions retenues à la conception (dimensionnement et vérification du dimensionnement) et lors de l'exploitation (essais périodiques, requalification, maintenance préventive, retour d'expérience, réexamen périodique, ...) des tranches, permettant de maintenir et d'améliorer le niveau de sûreté des installations nucléaires, est détaillé dans le chapitre 1.5.

Le chapitre 1.4 présente l'étude des conséquences radiologiques selon les différentes conditions de fonctionnement incidentel ou accidentel de la tranche.

1.4 CONSÉQUENCES RADIOLOGIQUES

DES ACCIDENTS ÉVENTUELS POUR LES PERSONNES ET L'ENVIRONNEMENT

Malgré les dispositions prises pour assurer le maintien de l'intégrité des barrières de confinement des substances radioactives (gainage du combustible, enveloppe du circuit primaire et enceinte du bâtiment réacteur), il a été procédé à une évaluation des conséquences radiologiques des situations d'incidents et d'accidents dans le cas de relâchement accidentel de substances radioactives.

L'étude de ces conséquences radiologiques vise à vérifier que, selon la condition de fonctionnement envisagée, les conséquences radiologiques estimées sont limitées et respectent les dispositions réglementaires en vigueur.

Ce chapitre n'aborde pas les conséquences radiologiques liées au fonctionnement normal du réacteur (qui correspondent aux PCC 1) et aux transitoires normaux d'exploitation (rechargement, maintenance ou conduite de la tranche) qui font l'objet de l'Étude d'impact du projet.

1.4.1 Accidents pouvant aboutir à des rejets externes

1.4.1.1 Méthodologie d'identification des situations étudiées

Les risques élémentaires auxquels l'installation peut se trouver confrontée sont recensés au paragraphe 1.2. De nombreuses dispositions sont prises pour prévenir les situations incidentelles et accidentelles qu'ils peuvent engendrer et limiter leurs conséquences, les plus graves d'entre elles

pouvant conduire à l'endommagement du cœur et à des rejets dans l'environnement. Ces dispositions sont décrites au paragraphe 1.3.

Une analyse systématique des situations incidentelles et accidentelles peu probables et même hypothétiques est effectuée afin de vérifier que même dans de telles situations, les objectifs de sûreté décrits au paragraphe 1.3.1 sont respectés et que les conséquences pour l'environnement et les populations restent en dessous des seuils fixés par les instances internationales.

On distingue successivement :

- Les situations avec initiateurs simples, c'est-à-dire avec une seule défaillance à l'origine de l'incident ou accident (conditions de fonctionnement de dimensionnement PCC 2 à PCC 4),
- Les situations avec défaillances multiples (conditions RRC-A),
- Les accidents graves (conditions RRC-B).

1.4.1.2 Situations avec initiateur simple (PCC 2 à 4)

Les différentes conditions de fonctionnement de dimensionnement, appelées PCC (Plant Condition Category), enveloppent les différentes situations de fonctionnement qui peuvent être rencontrées durant l'exploitation. Ces événements en tant qu'initiateurs de transitoires font l'objet d'un regroupement en plusieurs catégories sur la base d'une estimation de leur probabilité d'apparition et de leurs conséquences sur l'environnement. Sur cette base, quatre catégories d'événements sont identifiées, ce sont les PCC 1, PCC 2, PCC 3 et PCC4.

Les PCC 1 correspondent donc aux conditions de fonctionnement normal, alors que les PCC 2 à 4 sont à considérer comme des incidents ou des accidents de fonctionnement, pour lesquels des dispositifs de protection sont prévus.

A chaque catégorie de fonctionnement correspond une limite de conséquences radiologiques comme indiqué au paragraphe 1.4.2.

Des critères d'acceptation supplémentaires sont définis pour les accidents de perte de réfrigérant primaire, portant notamment sur la température de la gaine du combustible, le degré d'oxydation de celle-ci, et le volume d'hydrogène produit.

Les paragraphes ci-dessous présentent une description succincte des PCC considérés.

Conditions de fonctionnement de catégorie 2 (PCC-2 transitoires de référence)

- Arrêt intempestif du réacteur :

Ce transitoire est défini comme un arrêt intempestif du réacteur ou un signal d'Arrêt Automatique du Réacteur se produisant alors que les paramètres neutroniques et thermo-hydrauliques de la tranche sont à leur valeur de fonctionnement nominale.

- Défaillance du système de régulation du débit d'eau alimentant les générateurs de vapeurs (système ARE), conduisant à une réduction de la température de l'eau alimentaire :

Le scénario de mauvais fonctionnement de l'eau alimentaire normale des générateurs de vapeur (ARE) provoque une augmentation de la capacité d'extraction de la chaleur primaire par le circuit secondaire.

- Défaillance du système ARE conduisant à l'augmentation du débit d'eau alimentaire
 - Les différents cas de défaillance envisagés pour ce transitoire entraînent une baisse de la

température moyenne du réfrigérant primaire et donc une augmentation de la réactivité et du flux nucléaire.

- Augmentation excessive du débit vapeur

Ce transitoire est défini comme une augmentation rapide du débit de vapeur dans les GV, ce qui cause un déséquilibre entre la puissance thermique du cœur et la charge des GV, et entraîne une augmentation du flux neutronique.

- Déclenchement turbine

La diminution rapide du débit admis à la turbine consécutif à un "déclenchement de la turbine" conduit à une augmentation des pression et température du circuit secondaire puis à une augmentation des température et pression du primaire.

- Perte du vide au condenseur

La perte du vide au condenseur entraîne le déclenchement de la turbine et le blocage du contournement au condenseur (GCT-c). Les trains de décharge vapeur (VDA) sont activés pour l'évacuation de la puissance et l'Arrêt automatique du Réacteur (AAR) est déclenché.

- Perte totale d'alimentation électrique externe de courte durée (< 2 heures)

Ce transitoire entraîne la perte d'alimentation de tous les auxiliaires de l'installation. Cet événement réduit la capacité du secondaire et du primaire à évacuer la puissance résiduelle.

- Perte de l'eau alimentaire normale

Ce transitoire a pour conséquence une réduction de la capacité du secondaire à évacuer la chaleur primaire. La diminution de la masse d'eau dans les GV, allant jusqu'au découverture des tubes, limite l'échange entre le circuit primaire et le secondaire. Un échauffement et une montée en pression dans le circuit primaire se produisent, provoquant une augmentation du niveau pressuriseur et une décharge par les soupapes de sûreté.

- Perte d'une pompe primaire sans Arrêt Automatique Réacteur (AAR) partiel

Ce transitoire initié en puissance conduit à un échauffement du cœur.

- Retrait incontrôlé de groupes

Ce transitoire provoque un accroissement du flux de chaleur dans le cœur. Jusqu'à l'ouverture des vannes de décharge du circuit secondaire, le déséquilibre entre la chaleur extraite par les GV et la puissance dégagée dans le circuit primaire augmente ; il en résulte un accroissement de la température et de la pression du circuit primaire.

- Mauvais positionnement et chute de grappe(s), sans limitation

Ce transitoire peut entraîner une distribution pénalisante de puissance dans le cœur, un déséquilibre entre la puissance fournie par le cœur et celle évacuée par le circuit secondaire, et entraîner une augmentation de la puissance neutronique par effet des contre-réactions et de la régulation de température.

- Démarrage d'une boucle primaire inactive à une température incorrecte

Le transitoire de démarrage d'une boucle inactive du circuit primaire à une température incorrecte n'est pas analysé car les conséquences en terme d'insertion de réactivité sont enveloppées par celles des autres événements de réactivité pour lesquels la protection est garantie de manière inhérente par la conception des fonctions dédiées d'arrêt automatique du réacteur.

- Dysfonctionnement du RCV entraînant une augmentation ou une diminution de l'inventaire en eau du circuit primaire

Défaillance du système de contrôle de la chimie et de la volumétrie de l'eau du circuit primaire (RCV) conduisant à une diminution de la concentration en bore du fluide primaire.

- Transitoires de pression primaire (aspersion intempestive au pressuriseur)

La mise en service intempestive de l'aspersion (normale ou auxiliaire) provoque une diminution de la pression primaire. Si le système de régulation de la pression par les chaufferettes fonctionne normalement, les chaufferettes proportionnelles puis les chaufferettes tout ou rien sont mises en service automatiquement. Les fonctions d'aide à l'opérateur demandent d'arrêter l'aspersion normale et l'aspersion auxiliaire, et de mettre en service les chaufferettes.

- Transitoires de pression primaire (réchauffement intempestif du pressuriseur)

La mise en service intempestive des chaufferettes du pressuriseur provoque une augmentation de la pression primaire. L'aspersion normale est rapidement mise en service automatiquement. L'ouverture des vannes d'aspersion permet de mettre fin à cette augmentation de la pression primaire, qui va de nouveau se stabiliser autour de la pression de consigne.

- Baisse incontrôlée du niveau primaire

En cas de baisse incontrôlée du niveau primaire, les actions automatiques permettent à minima de maintenir l'inventaire en eau.

- Perte d'un train du système d'injection de sécurité RIS/RA en mode Refroidissement du réacteur à l'Arrêt

En cas de perte d'un train RIS-RA en mode RA, les deux trains RIS-RA subsistant permettent de maintenir une température primaire dans une gamme qui assure la poursuite du bon fonctionnement, sans mesure palliative supplémentaire.

- Perte d'un train de refroidissement du système de traitement et de refroidissement de l'eau de la piscine d'entreposage du combustible (PTR) ou d'un système support du PTR

Ce transitoire n'entraîne pas d'ébullition de la piscine BK ni de dégradation des assemblages

combustibles stockés. Il n'a pas d'impact particulier vis à vis des conséquences radiologiques.

Conditions de fonctionnement de catégorie 3 (PCC-3 incidents de référence)

- Petite brèche vapeur ou d'eau alimentaire incluant la rupture de lignes connectées aux générateurs de vapeur (GV)

Cet accident est défini comme une rupture de tuyauterie vapeur ou d'eau alimentaire avec une brèche dont le diamètre équivalent est inférieur à DN50 (20 cm²).

- Perte des alimentations électriques externes (> 2 heures)

Cet incident entraîne la perte d'alimentation de tous les auxiliaires de l'installation. Cet événement réduit la capacité du secondaire et du primaire à évacuer la puissance résiduelle.

- Ouverture intempestive d'une soupape pressuriseur

L'ouverture intempestive d'une soupape du pressuriseur se traduit immédiatement par une dépressurisation du circuit primaire et donc à une diminution de puissance liée au coefficient de densité du modérateur. L'effet Doppler tend à contrebalancer cette diminution.

- Ouverture intempestive d'une vanne de contournement à l'atmosphère ou d'une soupape GV en état A

Le rejet de vapeur résultant de l'ouverture d'une vanne d'isolement du VDA ou d'une soupape de sûreté sur une ligne vapeur conduit à une augmentation de la puissance échangée, et en conséquence provoque une diminution des températures dans les branches froides et de la pression du circuit primaire.

- Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) Petite Brèche

L'APRP PCC-3 est défini comme étant une brèche de tuyauterie primaire ayant un diamètre équivalent inférieur ou égal à 50 mm

et non compensable par le Circuit de contrôle Chimique et Volumétrique (RCV).

- Rupture de tube de générateur de vapeur 1 tube

L'incident est dû à une rupture guillotine complète, entièrement débattue, d'un tube de générateur de vapeur (GV).

- Fermeture intempestive d'une ou de toutes les vannes d'isolement vapeur

La fermeture de toutes les vannes d'isolement vapeur entraîne l'annulation de tous les débits dans les lignes vapeur principales.

- Non-conformité du cœur

Cet incident considère, en dépit des dispositions prises lors d'un rechargement (conception du plan de chargement, processus de rechargement, cartographie du cœur), un mauvais positionnement d'un assemblage combustible dans le réacteur.

- Réduction forcée du débit primaire (4 pompes)

Cet incident initié en puissance conduit à un échauffement du cœur, et risque de provoquer une crise d'ébullition.

Il y a arrêt automatique du réacteur par très basse vitesse des pompes primaires.

- Défaillances dans les systèmes de traitement des effluents liquides ou gazeux

La spécificité de l'EPR est le traitement continu des effluents gazeux qui s'apparente à une boucle quasi fermée dont l'une des principales fonctions est de confiner les gaz radioactifs des réservoirs connectés (Réservoir de Contrôle Volumétrique et Chimique (RCV), réservoirs de stockage des effluents primaires (TEP), dégazeurs...).

- Retrait incontrôlé de groupes

Un retrait incontrôlé de groupes à puissance nulle conduit à un apport incontrôlé de réactivité dans le cœur du réacteur qui peut provoquer une excursion de puissance.

- Retrait incontrôlé d'une grappe en puissance (grappe permettant la maîtrise de la réaction de fission dans le cœur)
- Rupture d'une ligne véhiculant du réfrigérant primaire à l'extérieur de l'enceinte (par exemple ligne d'échantillonnage)

La perte de réfrigérant primaire peut résulter de la défaillance du circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV) ou du circuit d'échantillonnage nucléaire (REN).

- Perte des alimentations électriques externes (> 2 heures), aspect refroidissement de la piscine d'entreposage du combustible

Cet incident n'induit pas d'ébullition de la piscine BK ni de dégradation des assemblages combustibles stockés. Il n'a pas de conséquences radiologiques particulières.

- Perte d'un train de refroidissement PTR ou d'un système support du PTR

Cet incident n'induit pas d'ébullition de la piscine BK ni de dégradation des assemblages combustibles stockés. Il n'a pas de conséquences radiologiques particulières.

- Rupture de tuyauterie isolable sur un circuit connecté à la piscine de désactivation.

Cet incident n'induit pas d'ébullition de la piscine BK ni de dégradation des assemblages combustibles stockés. Il n'a pas de conséquences radiologiques particulières.

Conditions de fonctionnement de catégorie 4 (PCC-4 accidents de référence)

Les accidents de référence sont (l'absence de mention de l'état initial du réacteur signifie que l'événement est analysé pour un état initial en puissance) :

- Perte des alimentations électriques externes (> 2 heures)

Cet accident entraîne la perte d'alimentation de tous les auxiliaires de l'installation. Cet événement conduit à la perte temporaire de la

fonction d'évacuation de la puissance résiduelle par les trains RISRA.

- Rupture de tuyauterie vapeur

Les conséquences radiologiques de cet accident résultent du relâchement d'activité vers l'extérieur au travers d'une brèche, à l'extérieur du bâtiment réacteur, suite à la rupture guillotine entièrement débattue d'une tuyauterie vapeur du plus fort diamètre.

- Rupture de tuyauterie d'eau alimentaire

La rupture de tuyauterie d'eau alimentaire entraîne, selon l'importance et la localisation de la brèche, une diminution brutale, plus ou moins grande du débit d'eau alimentaire vers les générateurs de vapeur, suivie ou non d'une vidange directe de l'un de ceux-ci par la brèche (en fonction de la position de la brèche par rapport aux possibilités d'isolement de la brèche).

- Ouverture intempestive d'une vanne de contournement à l'atmosphère ou d'une soupape GV en état B

Les conséquences radiologiques de cet accident sont enveloppées par celles de l'incident PCC- 3

« Ouverture intempestive d'une vanne de contournement à l'atmosphère ou d'une soupape GV en état A ».

- Éjection de grappe

Cet accident est dû à une rupture du carter de mécanisme de commande d'une grappe de réglage suivie de l'éjection très rapide de celle-ci hors du cœur.

- Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) Grosse Brèche et Brèche Intermédiaire

Du point de vue des conséquences radiologiques, l'accident étudié ici considère 10% de crayons combustible rompus et est par conséquent enveloppé de tous les transitoires APRP brèche intermédiaire et grosse brèche présentés précédemment.

- Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) Petite Brèche

Cet accident se définit comme une rupture ou une fuite non isolable, située sur le circuit primaire ou sur une ligne de liaison de celui-ci (incluant RIS en mode RA, à l'intérieur de l'enceinte).

- Défaillance d'une pompe primaire (rotor bloqué)

Cet accident correspond au blocage instantané d'un rotor d'une motopompe primaire.

L'accident se produit à partir de la puissance nominale.

- Rupture de l'arbre d'une pompe primaire

Etant un des initiateurs de l'accident « défaillance d'une pompe primaire (rotor bloqué) », l'accident « rupture de l'arbre d'une pompe primaire » donne lieu à la même séquence accidentelle, sollicite les mêmes chaînes de protection et conduit à un même comportement thermohydraulique. De ce fait, les résultats et les conclusions de l'accident « défaillance d'une pompe primaire (rotor bloqué) » s'appliquent à la rupture de l'arbre d'une pompe primaire.

- Rupture de tube de générateur de vapeur
– 2 tubes dans un GV

L'accident est dû à une rupture franche de deux tubes de générateurs de vapeur (RTGV).

- Accident de manutention du combustible

L'accident est postulé dans le Bâtiment Combustible (BK), cas enveloppe vis à vis des rejets (renouvellement d'air par les ventilations plus important dans le BK que dans le BR).

On suppose donc qu'un assemblage combustible est endommagé et que cet accident a lieu dans le bâtiment combustible.

- Dilution due à la rupture non isolable d'un tube d'échangeur de chaleur

L'accident analysé est supposé survenir comme conséquence d'une fuite, non isolable par des moyens automatiques de protection, du circuit de réfrigération intermédiaire (RRI)

au travers de tubes endommagés d'un échangeur de chaleur.

- Brèche isolable sur le système d'Injection de Sécurité en mode Refroidissement à l'Arrêt (RSI en mode RA), à l'intérieur ou à l'extérieur de l'enceinte
- Petite brèche primaire non isolable ou brèche isolable sur le système RIS en mode RA, aspect vidange piscine

L'étude thermique de ce transitoire montre qu'il n'y a pas d'ébullition de la piscine BK.

Cet accident n'a pas de conséquences radiologiques particulières.

- Défaillance multiple de systèmes dans le Bâtiment des Auxiliaires Nucléaires (BAN) et le Bâtiment de Traitement des Effluents (BTE) sous séisme

Pour évaluer les conséquences radiologiques potentielles d'un séisme, il est considéré la rupture des bâches, contenant des fluides contaminés radioactifs, présentes dans le BAN et le BTE ou la formation de brèches sur leurs lignes de connexion. La rupture des bâches de stockage des effluents KER/TER est également considérée.

- Dans le BAN, les systèmes suivants contenant des fluides radioactifs sont donc considérés rompus après le séisme :

- les lignes REN et RCV (portion située dans le BAN),
- le système TEP,
- le système TEG.

- Dans le BTE, le système TEU contenant des fluides radioactifs est considéré rompu après le séisme.

À l'extérieur des bâtiments, les bâches KER et TER sont considérées rompues après le séisme.

- Fuite de tuyauterie non isolable sur un circuit connecté à la piscine de désactivation.

1.4.1.3 Situations avec défaillances multiples (RRC-A)

Au-delà de la prise en compte des situations accidentelles avec initiateurs simples, le domaine de couverture de l'analyse est étendu aux situations avec défaillances multiples afin de réduire encore le risque de fusion du cœur sur la base de l'Évaluation Probabiliste de Sûreté.

Les situations RRC-A (Risk Reduction Category) sont principalement des combinaisons d'événements (appelées "séquences") incluant des événements de défaillances multiples tels que, par exemple, des événements initiateurs combinés à la défaillance de cause commune d'un système de sûreté requis.

On vérifie, pour ces situations, le respect des seuils de rejets des conditions de dimensionnement PCC 4 définis au Paragraphe 1.4.2.2.

Les situations RRC-A sont identifiées grâce aux études probabilistes de sûreté, qui permettent de déterminer quels sont les combinaisons d'événements causant le plus grand risque d'accident (en termes de probabilité et non d'effets). Les situations RRC-A sont données ci-après.

- ATWS (Anticipated Transient Without Scram - accidents de puissance sans chute des grappes) par blocage mécanique des grappes – déclenchement turbine avec GCT disponible
- ATWS par blocage mécanique des grappes – perte de l'alimentation normale en eau des GV
- ATWS par blocage mécanique des grappes – perte des alimentations électriques externes
- ATWS par blocage mécanique des grappes - augmentation excessive du débit vapeur
- ATWS par défaillance du système de protection - perte totale de l'alimentation normale en eau des GV
- ATWS par défaillance du système de protection - perte d'une pompe primaire
- ATWS par défaillance du système de protection - perte totale des alimentations électriques externes phase court terme
- ATWS par défaillance du système de protection - perte totale des alimentations électriques externes phase long terme
- ATWS par défaillance du système de protection - perte totale de charge secondaire
- ATWS par défaillance du système de protection - aspersion intempestive dans le pressuriseur
- ATWS par défaillance du système de protection – brèche primaire intérieur enceinte (20 cm²)
- ATWS par défaillance du système de protection – petite brèche vapeur en amont des vannes d'isolement vapeur (rupture tuyauterie DN50)
- ATWS par défaillance du système de protection – augmentation excessive de débit vapeur
- Manque de tension généralisé.
- Perte totale de l'alimentation en eau des GV
- Perte totale de la source froide conduisant à une brèche aux joints des pompes primaires
- Manque de tension généralisé conduisant à une brèche aux joints des pompes primaires
- APRP – Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (brèche < 45 cm²) avec défaillance de l'ISMP (Injection de Sécurité Moyenne Pression)

- APRP (< 20 cm²) avec défaillance de l'ISBP (Injection de Sécurité Basse Pression)
- Baisse incontrôlée du niveau du primaire sans signal d'Injection de Sécurité du système de protection
- Perte totale de la chaîne de refroidissement
- Manque de tension généralisé (MDTG)
- Perte de la source froide ultime long terme
- Perte des alimentations électriques externes long terme
- RTGV cumulée à la défaillance du GV affecté par sa vanne d'isolement vapeur
- Dilution homogène isolable avec défaillance du signal « anti-dilution »
- Perte des deux trains principaux du système de refroidissement de la piscine de désactivation en situation de MDTG
- Perte totale de la source froide ultime long terme, aspects piscine BK
- Perte des alimentations électriques externes long terme vis-à-vis du combustible en piscine de désactivation
- Perte totale du refroidissement de la piscine de désactivation en situation de MDTG
- Fuite non isolable sur le tube de transfert

1.4.1.4 Situations avec fusion du cœur

1.4.1.4.1 Accidents graves (RRC-B)

Au-delà de la prise en compte des situations accidentelles avec initiateurs simples, objet du paragraphe 1.4.1.2 et des situations de défaillances multiples, objet du paragraphe 1.4.1.3, le domaine de couverture de l'analyse est étendu aux situations hautement improbables d'accidents graves avec fusion du cœur à basse pression (RRC-B) comme explicité au paragraphe 1.3.5.4.

Même si la probabilité d'un accident grave est infime, des dispositions sont prises pour le gérer et en réduire l'impact. L'objectif est de réduire le plus possible les conséquences sur l'environnement de l'accident hypothétique le plus grave (c'est à dire la fusion du cœur avec percement de la cuve qui le contient), en particulier de n'avoir pas besoin d'évacuer les populations au-delà du voisinage immédiat de la centrale et de limiter les mesures sanitaires préventives relatives à la commercialisation des produits destinés à la consommation.

Les études d'accidents graves consistent en des études de scénarios conduisant à la fusion du cœur, et des études après fusion en vérifiant la tenue du confinement en fonction des phénomènes physiques, et le respect des limites radiologiques visées.

1.4.1.4.2 Situations "pratiquement éliminées"

Les situations d'accidents avec fusion du cœur qui conduiraient à des rejets précoces importants sont "pratiquement éliminées" par des dispositions pratiques qui permettent de les rejeter dans le risque résiduel. Ces situations sont décrites au Paragraphe 1.3.5.5.

La démonstration que ces situations d'accidents sont "pratiquement éliminées", sur le plan de la physique, est basée sur des études probabilistes et déterministes complémentaires. Lorsque ces situations ne peuvent pas être considérées comme physiquement impossibles, des dispositions de conception sont prises pour les exclure. Il existe, en principe, deux approches du traitement des accidents graves :

- Sélectionner les scénarios (approche probabiliste) qui conduiraient à une fusion du cœur et élaborer des mesures préventives ou palliatives associées. Ces scénarios, dans leur ensemble, couvrent une grande part des scénarios imaginables,
- Définir les sollicitations de l'enceinte de confinement résultant d'évolutions représentatives de la fusion du cœur et assurer son intégrité grâce à des mesures

de conception (approche phénoménologique ou déterministe).

La conception suit prioritairement l'approche déterministe dans le but de renforcer les mesures de conception afin d'assurer une élimination de manière pratique des rejets radioactifs importants, au cas où un tel événement se produirait. Cela implique aussi bien des mesures pour éviter une défaillance précoce de l'enceinte de confinement provoquée par des événements transitoires que des mesures pour garantir l'intégrité de l'enceinte à long terme.

L'approche probabiliste est utilisée pour étayer les mesures ainsi mises en œuvre. L'objectif principal est d'éliminer toute possibilité de défaillance précoce de l'enceinte de confinement grâce à des mesures de conception correspondant aux phénomènes les plus importants :

- Détonation d'hydrogène,
- Explosion de vapeur hors cuve,
- Fusion du cœur en pression.

1.4.1.4.3 Situations envisagées et problématiques associées

Les situations d'accidents graves hypothétiques de fusion du cœur, décrites au paragraphe 1.4.1.4.1, sont étudiées de façon à vérifier que les conséquences radiologiques correspondantes nécessitent uniquement des mesures de protection très limitées dans l'espace et dans le temps. Pour ce faire, et pour limiter la mise à l'abri de la population environnante et la contamination des aliments, l'intégrité de l'enceinte doit être assurée.

Des dispositifs sont donc prévus pour se prémunir contre les sollicitations suivantes :

- Percement du radier
- Surpression de l'enceinte
- Fuite de l'enceinte

Les scénarios étudiés ont été choisis pour traiter tous les phénomènes importants et constituer des cas enveloppes pour le

problème spécifique à considérer. Cette sélection se base donc principalement sur des principes déterministes. Néanmoins, une certaine probabilité des scénarios envisagés est considérée afin d'obtenir un ensemble raisonnable de scénarios enveloppes.

Pour chacun des scénarios, la progression de l'accident a été calculée jusqu'à la défaillance de la cuve pour justifier l'adéquation de la mesure (dépressurisation, par exemple) ou pour définir les conditions limites nécessaires pour le calcul des sollicitations de l'enceinte.

1.4.2 Évaluation des rejets radioactifs en situation accidentelle

1.4.2.1 Introduction

Les exigences de limitation des rejets radioactifs, pour toutes les situations accidentelles concevables, y compris pour les accidents avec fusion du cœur, ont été fixées à la conception du réacteur. Elles sont explicitées au paragraphe 1.4.2.2.

Les situations incidentelles et accidentelles prises en compte à la conception, présentées au paragraphe 1.4.1, sont rappelées ci-après :

- Les situations avec initiateur simple, regroupées en catégorie sur la base d'une estimation de leur fréquence d'occurrence et de leurs conséquences sur l'environnement. Ainsi :
 - La catégorie 2 « PCC 2 » regroupe les transitoires de référence,
 - La catégorie 3 « PCC 3 » regroupe les incidents de référence,
 - La catégorie 4 « PCC 4 » regroupe les accidents de référence,
- Les situations avec défaillance multiple regroupées dans la catégorie de réduction du risque A « RRC-A »,
- Les accidents graves hypothétiques correspondant aux scénarios de fusion du cœur à basse pression RRC-B.

Par ailleurs, d'autres situations, qui ne font pas partie de la liste des conditions de fonctionnement ainsi établie, font l'objet d'analyses particulières dans le cadre « d'études spécifiques ». On montre que les rejets associés à ces études sont enveloppés par ceux des accidents PCC 3 et 4.

Dans la démonstration de sûreté de l'EPR Flamanville 3, une analyse exhaustive, transitoire par transitoire, des conséquences radiologiques est réalisée et permet de vérifier que les objectifs de limitation des rejets

radioactifs tels que définis ci-après au paragraphe 1.4.2.2 sont respectés.

Les conséquences radiologiques sont évaluées vis-à-vis de leurs impacts sur l'homme et sur l'environnement. La méthodologie appliquée est détaillée au paragraphe 1.4.2.3.

1.4.2.2 Exigences en matière de conséquences radiologiques

La méthodologie pour le choix des exigences en matière de conséquences radiologiques est la suivante :

- Détermination d'objectifs radiologiques en cas d'accident n'entraînant pas de changement de mode de vie pour les populations avoisinantes
- Étude des accidents hypothétiques
- Calcul des conséquences radiologiques sur l'homme et l'environnement afin de vérifier que les objectifs précédemment fixés sont atteints

D'autres mesures sont prises en parallèle par les autorités (Préfecture) afin de prévoir des dispositions en cas d'accident. Ces mesures sont détaillées au paragraphe 1.6.2.

1.4.2.2.1 Situations avec initiateur simple PCC 2

Les conditions de fonctionnement de type PCC-2 ne font pas l'objet d'exigences particulières. Les limites relatives au fonctionnement normal de la tranche couvrent ces événements.

À titre indicatif, ces transitoires sont couverts par les limites relatives au fonctionnement normal de la tranche, en particulier la limite globale de 0,3 mSv/an, couvrent ces événements.

1.4.2.2.2 Situations avec initiateur simple PCC 3 et PCC 4

Les objectifs radiologiques associés aux conditions PCC 3 et PCC 4 sont identiques et, comme le spécifient les Directives

Techniques¹, ils s'expriment par le fait que des mesures de protection des populations vivant au voisinage de la centrale ne doivent pas être nécessaires pour de telles conditions de fonctionnement.

Les mesures de protection considérées sont celles envisagées dans la CIPR 63 (Les CIPR sont des recommandations de la Commission Internationale de Protection Radiologique, et la 63 traite des principes pour l'intervention pour la protection du public dans une situation d'urgence radiologique) et relatives à la phase court terme de l'accident, à savoir le confinement et l'évacuation des populations ainsi que la distribution de comprimés d'iode.

La Direction Générale de la Santé s'est par ailleurs positionnée, en 1999, sur les niveaux de dose à retenir dans le cadre de l'établissement des Plans Particuliers d'Intervention destinés à protéger la population en cas d'accident nucléaire.

Les seuils de 10 et de 50 mSv (dose efficace) ont ainsi été retenus respectivement pour l'abri et l'évacuation de la population.

L'Arrêté ministériel du 20 novembre 2009 a homologué une décision de l'ASN abaissant le niveau d'intervention pour l'ingestion d'iode stable en cas d'accident nucléaire. C'est donc lorsque la dose à la thyroïde susceptible d'être atteinte dépasse 50 mSv (contre 100 mSv précédemment) que le Préfet déclenche la demande de prise d'un comprimé d'iode stable.

En ce qui concerne les objectifs de sûreté relatifs aux situations dégradées, les Directives Techniques (qui s'intéressent aux contre-mesures impactant la manière de vivre des populations) n'imposent pas d'objectifs relatifs à la prise d'iode mais des objectifs

relatifs à la mise à l'abri et l'évacuation des populations.

Un objectif a cependant été fixé par EDF pour les accidents PCC3 et 4, à un seuil de dose à la thyroïde de 50 mSv.

Les niveaux d'intervention ainsi retenus sont utilisés pour la mise en œuvre par les pouvoirs publics des actions de protection de la population en situation d'urgence radiologique ils font l'objet de l'arrêté du 13 octobre 2003.

Les limites prises en compte pour juger de l'éventualité de restrictions alimentaires sont les limites de commercialisation européenne (Directive du Conseil 96/29/Euratom du 13 mai 1996 qui énonce les normes de base relatives à la protection sanitaire de la population et des travailleurs contre les dangers résultant des rayonnements ionisants. Journal officiel des Communautés européennes. L159 ; Vol. 39 ; 29 Juin 1996).

Compte-tenu de ces différents éléments, les limites de doses correspondant aux objectifs associés aux conditions PCC 3 et PCC 4 sont :

- Dose efficace : **10 mSv**
- Dose équivalente à la thyroïde : **50 mSv**

Les conséquences sur l'environnement sont prises en compte notamment par le calcul de la distance sur laquelle des terrains seraient impactés par une contamination des denrées alimentaires. La contamination d'une sélection des denrées alimentaires (légumes feuilles, céréales, lait de vache et viande bovine) a été calculée.

La distance (et une estimation de la surface) correspondant à la contamination des sols est évaluée à court terme (7 jours) après l'accident, ainsi qu'à moyen terme (1 an) afin d'évaluer la contamination résiduelle après

¹ Directives techniques pour la conception et la construction de la nouvelle génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression - ASN

que l'ensemble des denrées alimentaires végétales cultivées a été récolté au moins une première fois. L'évaluation des distances et surfaces contaminées, un an environ après l'accident, permet également d'estimer une valeur enveloppe des distances et surfaces restant contaminées à plus long terme (50 ans) par des éléments à faible décroissance radioactive. Cette contamination des denrées végétales à plus long terme étant, en très grande majorité, issue d'un transfert des radionucléides par voie racinaire, les surfaces impactées par les limitations de commercialisation peuvent être considérées comme sensiblement identiques aux valeurs calculées à moyen terme et très inférieures aux résultats obtenus à court terme.

Pour chaque situation considérée, le lecteur peut identifier les zones impactées en se reportant à l'Annexe A, qui représente les environs du site ainsi que deux cercles concentriques au point de rejet en cas d'accident de rayons de 5 km et 10 km.

Pour chaque situation étudiée, la limite de 50 mSv n'est jamais atteinte.

1.4.2.2.3 Situations avec défaillances multiples RRC-A

Les mêmes limites de doses que celles définies aux PCC 3 et PPC 4 s'appliquent aux situations avec défaillance multiple RRC-A.

1.4.2.2.4 Accidents graves RRC-B

Comme le requièrent les Directives Techniques, les objectifs radiologiques associés aux accidents de type RRC-B s'expriment par le fait que, dans ces situations, seules des mesures de protection très limitées dans l'espace et dans le temps doivent être nécessaires ces mesures de protection sont explicitées ainsi dans les Directives Techniques :

- Mise à l'abri limitée des populations
- Pas de nécessité d'évacuation d'urgence au-delà du voisinage immédiat de l'installation

- Pas de relogement permanent
- Absence de restrictions à long terme sur la consommation de produits alimentaires

Ces mesures, qui sont celles envisagées dans la CIPR 63, sont relatives soit à la phase court terme de l'accident, comme le confinement et l'évacuation, soit à la phase moyen et long termes, tel que l'absence de relogement permanent.

En ce qui concerne le relogement permanent, la CIPR 63 donne la fourchette suivante : 5 – 15 mSv / mois pour une exposition prolongée (débit de dose dû à l'irradiation par le sol), une valeur optimale, proposée par la CIPR, se situant à 10 mSv/mois (débit de dose d'irradiation par le sol). La CIPR préconise par ailleurs un relogement permanent des populations au-delà de 1Sv (dose efficace).

A la suite du positionnement de la DGS en 1999, les pouvoirs publics ont retenu les seuils de 10 mSv et 50 mSv la mise à l'abri et l'évacuation de la population, ainsi que le seuil de 50 mSv (dose équivalente à la thyroïde) pour l'administration de comprimés d'iode. La DGS recommande par ailleurs, pour des raisons sanitaires, une limitation de la durée de mise à l'abri à 48 h.

Compte tenu de ces différents éléments, les seuils associés aux différentes mesures de protection des populations mentionnées dans les Directives Techniques sont les suivants :

- Mesures de court terme :
 - Mise à l'abri : 10 mSv (dose efficace)
 - Évacuation : 50 mSv (dose efficace)
 - Distribution de comprimés d'iode : 50 mSv (dose équivalente à la thyroïde)
- Mesures de moyen et long termes :
 - Relogement : 10 mSv/mois pour une exposition prolongée (débit de dose d'irradiation par le sol) ou 1 Sv (dose efficace).

En complément des calculs de conséquences radiologiques, les conséquences sur

l'environnement sont prises en compte notamment par la distance sur laquelle des terrains seraient impactés par une contamination des denrées alimentaires. La contamination d'une sélection représentative de denrées alimentaires (légumes feuilles, céréales, lait de vache et viande bovine) a été calculée.

La distance (et une estimation de la surface) correspondant à la contamination des sols est évaluée à court terme (7 jours) après l'accident, ainsi qu'à moyen terme (1 an) afin d'évaluer la contamination résiduelle après que l'ensemble des denrées végétales cultivées a été récolté au moins une première fois.

L'évaluation des distances et surfaces contaminées, un an environ après l'accident, permet également d'estimer une valeur enveloppe des distances et surfaces restant contaminées à plus long terme (50 ans) par des éléments à faible décroissance radioactive. Cette contamination des denrées végétales à plus long terme étant, en très grande majorité, issue d'un transfert des radionucléides par voie racinaire, les surfaces impactées par les limitations de commercialisation peuvent être considérées comme sensiblement identiques aux valeurs calculées à moyen terme et très inférieures aux résultats obtenus à court terme.

Pour chaque accident grave considéré, le lecteur peut identifier les zones impactées en se reportant à l'Annexe A, qui représente les environs du site ainsi que deux cercles concentriques au point de rejet en cas d'accident de rayons de 5 km et 10 km.

1.4.2.3 Principales méthodes et hypothèses

1.4.2.3.1 Principes

Les principes des évaluations de conséquences radiologiques sont résumés ci-après :

- Les transitoires étudiés au titre des conséquences radiologiques sont les transitoires conventionnels de la démonstration de sûreté avec les mêmes règles d'étude conservatives,
- L'évaluation de l'activité rejetée repose sur des méthodes et des hypothèses conservatives (activité primaire initiale...),
- Les hypothèses propres au calcul des conséquences radiologiques (évaluation de la dose) sont, quant à elles, fixées de manière réaliste afin d'aboutir à une évaluation raisonnablement conservative des conséquences radiologiques des transitoires étudiés.

Le calcul de la dose efficace inclut toutes les voies potentielles d'exposition : exposition externe par irradiation au panache et aux dépôts, exposition interne par inhalation et par ingestion de denrées contaminées. Il est effectué sur une durée de 50 ans.

Les résultats sont présentés :

- A 7 jours : les doses relatives à cette phase correspondent à l'exposition d'un individu se trouvant à proximité immédiate du site au moment du rejet : les doses efficaces reçues par inhalation, exposition externe au panache et aux dépôts sur le sol sont calculées à 500 m du site ainsi qu'aux habitations les plus proches (situées à 700m - calcul enveloppe effectué par ailleurs à 650m). En complément, la dose engagée à la thyroïde par inhalation est également évaluée, en l'absence de mesures telles que la prise de comprimés d'iode, pour l'adulte et pour l'enfant de 1 an,
- A 50 ans : les doses à 50 ans représentent les effets intégrés sur la vie d'un individu.

Outre les doses reçues lors du passage du nuage radioactif, les doses reçues au cours de cette phase sont dues à la persistance de la contamination déposée sur le sol. Les individus vivant à proximité de la centrale sont soumis à une exposition externe aux dépôts sur le sol ainsi qu'à une exposition interne par ingestion de denrées contaminées, sur une durée de 50 ans. Ces doses sont évaluées à 2 km du point de rejet ainsi qu'aux habitations les plus proches (700m - calcul enveloppe effectué à 650m).

Afin de s'assurer au mieux du caractère pénalisant de l'estimation des conséquences radiologiques évaluées maximales pour chaque accident, des hypothèses conservatrices ont été considérées dans leur calcul.

En effet les données d'entrées des calculs de conséquences radiologiques sont découplées de l'étude des transitoires. Ainsi, des marges supplémentaires sont prises vis-à-vis des études d'accident pour s'assurer du caractère pénalisant et donc enveloppe des conséquences calculées.

Par exemple, on considère pour certains accidents un taux de crayons combustibles ruptés de 10%, bien supérieur à ce que le calcul du transitoire montre.

Ce découplage s'applique à tous les accidents considérés, à l'exception de l'accident de Rupture de tube d'un générateur de vapeur (RTGV), où le résultat dépend fortement de la conduite envisagée pour ramener la tranche à l'état sûr. Pour ce transitoire, les calculs de l'estimation des conséquences radiologiques évaluées maximales sont directement issus de la cinétique calculée dans l'étude d'accident de RTGV.

En conclusion :

- En ce qui concerne les accidents avec rupture de gaine, l'accident présentant les conséquences radiologiques les plus élevées est l'accident d'éjection de

grappe. Les critères de découplage permettent de conforter le caractère pénalisant de la valeur présentée pour cette famille de transitoire, pour toutes les gestions envisagées durant les 60 ans d'exploitation de la tranche.

- En ce qui concerne les accidents sans rupture de gaine, l'accident le plus pénalisant est la RTGV. Les valeurs présentées ici prennent en compte les conservatismes considérés dans l'étude d'accident RTGV. Ces résultats sont basés sur la cinétique du transitoire calculée. Dans le cas extrême d'un accident grave hypothétique, les conséquences radiologiques des accidents avec fusion du cœur RRC-B sont notamment évaluées :

- A partir d'un terme source de référence. Ce terme source de référence est un terme source de découplage enveloppe des rejets dans l'environnement pour ces situations.
- En supposant une fusion totale du cœur pour un refroidissement nul

Quant à l'évaluation des doses, la méthodologie utilisée est similaire à celle retenue pour les calculs de conséquences radiologiques des accidents PCC.

Ainsi, pour ce cas majorant de l'ensemble des accidents, l'évaluation des conséquences radiologiques est aussi menée de façon pénalisante.

1.4.2.3.2 Hypothèses du calcul de doses

Diffusion atmosphérique des produits de fission relâchés dans l'environnement :

La concentration atmosphérique intégrée sur la durée du passage du panache est obtenue à partir de l'équation différentielle de dispersion atmosphérique. Le modèle retenu pour les évaluations de doses est un modèle panache gaussien le modèle utilisé pour l'évaluation des écarts types est le modèle de Doury à 2 classes. Les calculs sont effectués

en considérant la condition météorologique « DF2 » à savoir diffusion faible avec un vent de 2 m/s pour un site standard. Des facteurs de battement du vent compris entre 1 et 3 sont définis pour chaque accident en fonction de la durée du rejet.

Facteurs de conversion en dose, débit respiratoire :

Il a été retenu un débit respiratoire moyen pour l'adulte de 29 m³ par jour, et pour l'enfant de 5 m³ par jour.

Les références des facteurs de conversion de dose sont les suivantes :

- FDpanache : Federal Guidance (Les "Federal guidance" fournissent des informations techniques et actuelles concernant les doses de radiations et les études de risques. Elles sont utilisées pour développer la radioprotection).
- FDinhalation : CIPR 71 et directive européenne 96/29/EURATOM
- FDinhalation thyroïde : CIPR 71
- FDdépôt : Federal Guidance
- FDingestion : CIPR 72 et directive européenne 96/29/EURATOM

Prise en compte des spécificités du site de Flamanville :

En ce qui concerne les habitudes de vie, les conditions d'exposition, le temps d'intégration et le transfert des radionucléides dans l'environnement, les valeurs proposées dans la méthodologie EDF sont des valeurs réalistes applicables à l'ensemble des sites français aucune spécificité associée au site de Flamanville, qui serait à faire valoir dans l'évaluation des doses, n'a été identifiée pour ces différents paramètres.

Le seul paramètre qui revêt un caractère spécifique « site » est celui attaché aux conditions météorologiques. La méthodologie retenue par EDF est basée sur une approche de type panache gaussien avec écarts types de Doury la condition de référence choisie « DF2» (Diffusion Faible avec un vent de

2 m.s⁻¹) offre un taux de couverture des situations météorologiques rencontrées sur les différents sites français estimé à 90 % environ. Dans le cas de Flamanville, qui a la particularité d'être un site bord de mer, les mesures locales des coefficients de transfert atmosphérique (CTA) et des essais en soufflerie sur maquette montrent que l'utilisation d'un CTA DF2 est enveloppe des valeurs mesurées. Le calcul de dose préliminaire résultant de l'application de la méthodologie EDF et présenté au paragraphe 1.4.2.4 est donc bien un calcul réaliste enveloppe représentatif des spécificités du site de Flamanville.

1.4.2.4 Évaluations des conséquences des accidents radiologiques sur l'homme et l'environnement

1.4.2.4.1 Situations avec initiateurs simples (PCC) et avec défaillances multiples (RRC-A)

1.4.2.4.1.1 Liste des événements enveloppes

L'analyse des conséquences radiologiques de ces événements est effectuée pour chaque transitoire cité au paragraphe 1.4.1.

Il ressort de cette analyse que pour chaque condition de fonctionnement, la liste d'évènement suivante est enveloppe du point de vue des conséquences radiologiques.

Transitoire PCC 2 enveloppe :

Perte de vide au condenseur

En situation PCC 2, les transitoires ne conduisent pas à une détérioration du gainage du combustible ou du circuit primaire. Il en résulte uniquement un accroissement transitoire de l'activité de l'eau primaire provenant du transitoire d'arrêt d'urgence et une légère contamination vers le bâtiment réacteur vers le circuit secondaire par les inétanchéités du circuit primaire, et ce dans les limites des spécifications techniques d'exploitation (STE). Les inétanchéités du circuit primaire vers le secondaire, si faibles soient elles, sont prises en compte dans la limite des STE.

Transitoires PCC 3 et 4 enveloppes:

- Défaillance dans les systèmes de traitement des effluents gazeux (TEG)
- Rupture d'une ligne transportant du réfrigérant primaire hors de l'enceinte – Défaillance du circuit de contrôle chimique et volumétrique (RCV)
- Rupture d'une ligne transportant du réfrigérant primaire hors de l'enceinte – Défaillance du circuit d'échantillonnage nucléaire (REN)
- Rupture d'un tube de générateur de vapeur (RTGV PCC 3)
- Rupture de tuyauterie vapeur (RTV)
- Éjection d'une grappe de contrôle
- Accident de Perte de Réfrigérant Primaire (APRP) Grosse Brèche
- Accident d'une pompe primaire (Rotor Bloqué)
- Rupture de deux tubes de générateur de vapeur (RTGV PCC 4)
- Accident de manutention du combustible
- Brèche isolable sur les systèmes RIS en mode RA (Diamètre Nominal de la tuyauterie inférieur ou égal à 250 mm) à l'intérieur ou à l'extérieur de l'enceinte
- Accident de défaillance multiple des systèmes dans le BAN & BTE sous séisme

Conditions de fonctionnement RRC-A

L'étude des conditions de fonctionnement avec défaillance multiple (RRC-A) a pour objectif la définition de dispositions spécifiques, qui peuvent être des actions manuelles, destinées à limiter les risques de fusion du cœur associés à ces scénarios. La vérification du respect des critères de découplage associés aux conditions de fonctionnement de référence permet de juger du bien-fondé de ces dispositions.

Aux conditions de fonctionnement RRC-A sont associés les mêmes objectifs radiologiques qu'aux conditions de fonctionnement de type PCC 4.

Dans l'analyse des transitoires RRC-A, hors celui qui a trait à la piscine combustible, on démontre que les critères de découplage des accidents PCC 4 sont respectés. Les conséquences radiologiques de tels transitoires sont donc implicitement bornées par les limites radiologiques associées aux conditions PCC 4 une évaluation détaillée des conséquences radiologiques associées ne s'avère donc pas nécessaire.

En ce qui concerne le transitoire accidentel RRC-A relatif à la piscine combustible (Perte des deux trains de refroidissement principaux du PTR en arrêt pour rechargement), on démontre que l'eau de la piscine n'entre pas en ébullition. Les conséquences radiologiques de ce transitoire sont donc négligeables, aucun calcul de conséquences radiologiques particulier n'est nécessaire.

1.4.2.4.1.2 Hypothèses générales

Les études de conséquences radiologiques des accidents ont été réalisées en prenant en compte la dernière mise à jour du référentiel "conséquences radiologiques" excepté pour la RTGV. Les principales hypothèses sont rappelées ci-dessous.

Calcul des activités dans l'eau primaire et dans l'eau secondaire avant l'accident

Activité de l'eau primaire

Pour les produits de fission, les valeurs d'activité sont normalisées aux spécifications radiochimiques du parc : 20 GBq/t en I131 équivalent (L'activité de l'iode 131 eq correspond à la somme des activités des différents isotopes de l'iode $I131eq = I131 + I132/30 + I133/4 + I134/50 + I135/10$) en fonctionnement stabilisé et 150 GBq/t en I131 équivalent en transitoire de puissance, et couvrent la totalité des spectrométries mesurées sur les paliers 1300 MWe et N4 de

manière à prendre en compte la possibilité de défauts de gaines combustible.

Pour les produits de corrosion, les valeurs d'activité retenues correspondent aux valeurs maximales mesurées par spectrométrie sur le palier N4. Le retour d'expérience du palier 1300 MWe n'est pas retenu compte tenu des différences des matériaux de conception des tubes de générateur de vapeur.

Activité de l'eau secondaire

Avant le transitoire de puissance, les activités maximales de l'eau et de la vapeur au secondaire sont calculées à partir des hypothèses suivantes :

- Un débit de fuite primaire-secondaire de 20L/h sur un GV et de 3L/h sur chacun des autres GV,
- Une activité de l'eau primaire établie comme définie au paragraphe précédent.
- Un débit de purge de l'ensemble des générateurs de vapeur correspondant à un fonctionnement de l'installation à puissance nominale.

L'accroissement de la contamination de l'eau secondaire entre le début du transitoire et l'instant où se produit l'accident est traité en tenant compte de l'accroissement des activités primaires entre le fonctionnement de base et celui en transitoire.

Fraction des produits de fission disponibles dans l'espace gaine-combustible avant l'accident

Au cours d'un accident, des gaines peuvent perdre leur étanchéité et une partie de l'activité en produits de fission être relâchée dans le circuit primaire.

On désigne par taux de relâchement la fraction de l'inventaire du crayon en produits de fission supposée émise dans le circuit après la perte d'étanchéité d'une gaine. Le relâchement total est constitué :

- Des produits de fission accumulés dans le jeu gaine/combustible pendant l'exploitation avant l'accident,
- Le cas échéant, du fait du transitoire thermique subi par le combustible pendant l'accident, d'une fraction des produits radioactifs présents dans l'oxyde d'uranium,

Le devenir physico-chimique des produits radioactifs relâchés dépend de l'accident concerné. Les produits radioactifs relâchés peuvent être :

- Solubles ou insolubles,
- Particulaires ou gazeux (notamment dans le cas de l'iode).

On distingue en général trois familles pour lesquelles l'efficacité de l'aspersion et les lois de dépôt sont différentes :

- Gaz rares et iode organique,
- Iode moléculaire,
- Aérosols et iode particulaire.

1.4.2.4.1.3 Résultats

Pour tous les transitoires, incidents et accidents les limites de dose autorisées ne sont jamais dépassées. En effet, lors d'un accident PCC 4 (enveloppes des situations PCC 3 et RRC-A), la dose maximale à court terme est de 2,9 mSv en dose efficace pour l'adulte et 15 mSv en dose thyroïde pour l'enfant.

Pour rappel, les limites de doses correspondant aux objectifs associés aux conditions PCC 3, PCC 4 et RRC-A sont :

- Dose efficace : **10 mSv**
- Dose équivalente à la thyroïde : **50 mSv**

Impact sur l'environnement :

Pour les situations PCC2, il n'y a aucune contamination des surfaces agricoles.

Pour les situations PCC 3 et 4, la distance maximale en deçà de laquelle la

contamination des denrées alimentaires à destination de l'alimentation humaine pourrait dépasser les limites de commercialisation n'excède pas 5 km pour le court terme. La distance est inférieure à 500 m pour le moyen et le long terme.

1.4.2.4.2 Accidents graves (RRC-B)

Les options de conception de l'EPR permettent de rendre hautement improbables les risques de fusion du cœur. Dans le cadre de la mise en œuvre d'une démarche de défense en profondeur renforcée, des dispositions de conception ont été adoptées qui permettent d'exclure les accidents avec fusion du cœur pouvant conduire à des rejets précoces importants. Les accidents avec fusion du cœur à basse pression, qui constituent les conditions de fonctionnement RRC-B, sont traités à la conception au travers de dispositions de conception particulières visant à garantir le maintien de l'intégrité du confinement dans ces situations (tel que par exemple le récupérateur de corium).

L'étude des conditions de fonctionnement RRC-B doit permettre de démontrer que, compte-tenu des dispositions de conception retenues, les objectifs radiologiques associés à ces situations (voir paragraphe 1.4.2.2) sont respectés.

1.4.2.4.2.1 Hypothèses générales

Un terme source de référence a été défini, basé sur des hypothèses de découplage raisonnablement conservatives, indépendantes du scénario accidentel. Les principales hypothèses sont décrites ci-dessous.

Méthode de calcul des lois de rabatement

La quantité de radionucléides rejetés est évaluée à partir des débits de fuite et des lois de rabatement des aérosols. Les lois de rabatement calculées permettent d'avoir une évaluation enveloppe des rejets dans l'environnement pour ces situations. Elles sont évaluées à partir d'hypothèses de découplage, d'hypothèses fonctionnelles et

d'hypothèses physiques conformes au Parc et aux spécificités d'EPR.

Inventaire du cœur en produits de fission

On suppose une fusion totale du cœur pour un refroidissement nul.

Relâchement des produits de fission (PF)

On distingue deux scénarios de relâchement :

- TS1 : correspondant aux scénarios de cinétique rapide avec une rétention primaire de PF volatils faible et une dégradation rapide du cœur,
- TS2 : correspondant aux scénarios de cinétique lente avec une rétention primaire importante et une dégradation lente du cœur.

La cinétique de relâchement des radionucléides dans l'enceinte est la suivante :

- Les relâchements de gaz rares et l'iode gazeux sont considérés dès l'instant initial de l'accident,
- Les relâchements des aérosols et de l'iode particulaire sont considérés durant trois phases distinctes : la phase de relâchement en cuve, la phase de relâchement par ICB (Interaction Corium-Béton) et la phase de rejet tardif en cuve.
- En plus des relâchements pendant la phase en cuve de l'accident, se produisent des relâchements pendant la phase hors cuve de l'accident, provoqués principalement par l'interaction corium-béton. Cette phase a un impact principalement pour les produits de fission les moins volatils.
- Les relâchements par interaction corium-béton sont très nettement réduits du fait du dispositif assurant le refroidissement du corium hors-cuve.
- Lors d'un accident grave de type RRC-B, l'intégrité du confinement est garantie par des dispositions de conception qui justifient que l'on reconduise les

hypothèses PCC pour évaluer les rejets dans l'environnement :

- Un taux de fuite de l'enceinte interne de 0,3% Vol/jour (taux de fuite maximum de l'enceinte interne à sa pression absolue et à sa température de dimensionnement),
- Une filtration, en aval de la ventilation, qui permet de retenir 99,9% des aérosols et de l'iode élémentaire et 99% de l'iode organique. Les gaz rares ne sont pas filtrés.

Étant donné les conservatismes pris, ce terme source est enveloppe des séquences d'accidents graves de type RRC-B.

1.4.2.4.2.2 Résultats

A partir des fractions rejetées dans l'environnement et des méthodes et hypothèses décrites aux paragraphes 1.4.2.3 et 1.4.2.4, les doses court terme et long terme en fonction de la distance autour de l'installation ont été évaluées.

Pour rappel les seuils associés aux différentes mesures de protection des populations mentionnées dans les Directives Techniques sont les suivants :

- Mesures de court terme :
 - Mise à l'abri : 10 mSv (dose efficace),
 - Évacuation : 50 mSv (dose efficace),
 - Distribution de comprimés d'iode : 50 mSv (dose équivalente à la thyroïde),
- Mesures de moyen et long terme :
 - Relogement : 10 mSv/mois pour une exposition prolongée (débit de dose d'irradiation par le sol) ou 1 Sv (dose efficace).

Les résultats sont présentés uniquement pour les enfants, car la dose reçue par les enfants est enveloppe de la dose reçue par les adultes. Par contre, une dose reçue par les enfants sur le long terme (50 ans) n'est pas représentative, c'est pourquoi ce dernier calcul est fait uniquement pour les adultes.

- Dose efficace totale court terme (7 jours) à 500m : 27 mSv pour le scénario le plus pénalisant.
- Dose équivalent à la thyroïde court terme (7 jours) à 500 m : 11 mSv pour le scénario le plus pénalisant.
- Dose efficace totale (un an) à 650m : 29 mSv pour le scénario le plus pénalisant.
- Dose efficace totale (un an) à 2 km : 4,5 mSv pour le scénario le plus pénalisant.
- Dose efficace totale long terme (50 ans) à 2km : 4,4 mSv pour le scénario le plus pénalisant (calcul fait uniquement pour les adultes).

Les principaux objectifs radiologiques sont respectés :

- L'évacuation ou le relogement des populations n'est pas nécessaire : seul un confinement limité au voisinage immédiat du site serait à envisager. En effet, la dose maximale en cas de fusion du cœur, qui est l'accident le plus grave qui puisse arriver, reste inférieure à la dose d'évacuation (50 mSv).
- Le débit de dose d'irradiation par le sol et la dose efficace totale sont bien inférieurs aux objectifs long terme. En effet la dose efficace maximale par irradiation due à un dépôt au sol est atteinte pour un adulte à 650 m sur le long terme et est de 1,5 mSv, donc bien inférieure au 10 mSv pour le relogement des populations.

Conséquences sur l'environnement

Les distances dans l'axe de panache en deçà desquelles la contamination des denrées alimentaires à destination de l'alimentation humaine dépasse les limites de commercialisation correspondent à :

- 3,3 km pour la situation la plus pénalisante à court terme ;
- Moins de 500m pour la situation la plus pénalisante à moyen et long terme.

Conclusion

Pour les accidents de type PCC et RRC-A, les doses évaluées en conditions accidentelles restent largement inférieures à 10 mSv, qui est le seuil de déclenchement des contre-mesures dans le cadre du Plan Particulier d'Intervention (voir paragraphe 1.6.2).

Dans la situation extrême d'accident grave de fusion du cœur, les dispositions prises permettent d'éviter l'évacuation au-delà du voisinage immédiat de l'installation et le relogement permanent des populations. En ce qui concerne les conséquences sur l'environnement, la contamination des surfaces agricoles est limitée dans l'espace et dans le temps.

1.5 DISPOSITIONS RETENUES

POUR LA MAITRISE DES RISQUES, LA PREVENTION DES ACCIDENTS ET LA LIMITATION DE LEURS EFFETS

1.5.1 Généralités

La prévention et la limitation des conséquences d'accidents sont assurées aux niveaux suivants :

- La sûreté de la conception d'ensemble, dont la qualité de réalisation,
- La sûreté en exploitation.

Les dispositions prises réduisent au minimum, d'une part la probabilité d'occurrence des accidents d'origine interne et, d'autre part, les conséquences des accidents d'origine interne ou externe. De plus, des systèmes de sauvegarde (tels que l'injection de sécurité, les systèmes associés à l'enclaustrage de confinement) sont mis en place pour minimiser les conséquences radiologiques des accidents pour la population.

La démarche de sûreté à la conception comporte deux phases :

- Le dimensionnement des bâtiments, systèmes et équipements qui comprend :
 - Le dimensionnement conventionnel de base (voir § 1.5.2.1.),
 - Les règles relatives à la protection contre les agressions (voir § 1.5.2.2.),
- La vérification du dimensionnement de la tranche (voir § 1.5.2.3.) qui comprend :
 - La vérification fonctionnelle associée aux études long terme des conditions de fonctionnement de dimensionnement,

- La vérification par les Études Probabilistes de Sûreté (EPS) permettant de s'assurer de l'homogénéité de la conception,
- La vérification fonctionnelle associée aux études justificatives particulières,
- La vérification de l'installation par l'analyse des risques liés aux agressions,
- L'analyse, au titre de la défense en profondeur, des conditions de fonctionnement associées aux accidents graves (accidents avec fusion du cœur) et la définition, le cas échéant, de dispositions relatives à la gestion et la mitigation de leurs conséquences.

La démarche de sûreté en exploitation vise à :

- Maintenir voire améliorer, par le retour d'expérience issu de l'exploitation, le niveau de sûreté déterminé à la conception (voir § 1.5.3.1.),
- Permettre la gestion des situations accidentelles (voir § 1.5.3.2.).
- Les démarches de sûreté à la conception et en exploitation sont complétées par une démarche de maîtrise du vieillissement (voir § 1.5.4.).

1.5.2 Démarche de sûreté à la conception

1.5.2.1 Dimensionnement conventionnel de base

Le dimensionnement conventionnel de base des bâtiments, systèmes et équipements se fait selon une démarche essentiellement déterministe caractérisée notamment par :

- Une liste conventionnelle de conditions de fonctionnement de dimensionnement (voir § 1.5.2.1.1.),
- Une liste de situations du Circuit Primaire Principal (voir § 1.5.2.1.2.),
- L'application du « critère de défaillance unique » et des dispositions prises en complément (voir § 1.5.2.1.3.),
- Un classement des équipements (voir § 1.5.2.1.4.),
- L'application de règles, codes et normes (voir § 1.5.2.1.5.),
- Le respect des règles de qualification à l'ambiance accidentelle ou au séisme (voir § 1.5.2.1.6.),
- Le respect des règles de définition et de prise en compte des agressions internes et externes (voir § 1.5.2.2.),
- Le respect des règles de définition et de prise en compte du vieillissement (voir § 1.5.4.).

1.5.2.1.1 Conditions de fonctionnement de dimensionnement

Les conditions de fonctionnements normales, incidentelles et accidentelles précédemment introduites (voir § 1.3.5.), sont utilisées par le concepteur pour le dimensionnement de l'installation.

Cela signifie qu'une tranche est fabriquée avec un certain nombre de composants, de systèmes et également de marges qui ne sont pas strictement nécessaires à son

fonctionnement normal mais qui pourraient être mis à profit pour maîtriser une situation accidentelle si elle venait à se produire dans la vie du réacteur et bien que celle-ci soit très improbable.

Les conditions de fonctionnement de dimensionnement sont réparties en quatre catégories (PCC-1 à 4). Ce classement résulte d'une estimation à la fois de la gravité des séquences et de la fréquence annuelle des initiateurs.

1.5.2.1.2 Liste de situations du Circuit Primaire Principal

En raison de l'importance de son intégrité (deuxième barrière de confinement), le Circuit Primaire Principal (CPP) fait l'objet pour sa conception et son installation d'une attention particulière. Du fait des différentes actions auxquelles ils sont soumis (pression, température, efforts, vibrations, ...), les équipements du CPP peuvent se trouver dans différentes situations suivant les conditions de fonctionnement de dimensionnement (à chacune correspond un ensemble de sollicitations).

Pour chacune des situations le constructeur retient, par rapport à la valeur attendue en conditions d'exploitation réelles, un nombre d'occurrences majorant qui participe au dimensionnement du CPP.

1.5.2.1.3 Critère de Défaillance Unique (CDU)

Un système est conçu selon le critère de défaillance unique s'il est capable de remplir sa fonction en dépit d'une défaillance unique indépendante de l'événement dont la maîtrise nécessite le fonctionnement du système. La défaillance unique peut être active à court et à long termes ou passive à long terme (après 24 heures).

Une défaillance unique active est définie comme :

- Soit le dysfonctionnement d'un équipement mécanique ou électrique qui suppose un mouvement mécanique pour accomplir la fonction attendue à la

demande (par exemple basculement d'un relais, démarrage d'une pompe, ouverture ou fermeture d'une vanne),

- Soit le dysfonctionnement d'un équipement de contrôle-commande.

Nota : les défaillances suivantes sont exclues lors de l'application du critère de défaillance unique :

- 1) la défaillance à l'ouverture des clapets des accumulateurs,
- 2) la défaillance à la fermeture d'une vanne d'isolement des tuyauteries de vapeur principale en cas de rupture d'un ou plusieurs tubes de générateurs de vapeur,
- 3) la défaillance à la refermeture d'une soupape du pressuriseur après sa sollicitation.
- 4) la défaillance à la fermeture d'une vanne d'isolement des accumulateurs.

Ces exclusions sont justifiées par des dispositions de conception et d'exploitation supportées par la prise en compte du retour d'expérience d'exploitation. Cette justification est complétée par une analyse des conséquences de la prise en compte de la défaillance avec des hypothèses réalistes.

Une défaillance unique passive est définie comme une défaillance qui apparaît dans un équipement qui n'a pas besoin de changer d'état pour réaliser sa fonction. Une défaillance passive peut être :

- Une fuite de l'enveloppe sous pression d'un système fluide une telle fuite, si elle n'est pas détectée et isolée, est supposée s'accroître jusqu'au débit correspondant à une rupture totale,
- Une défaillance mécanique empêchant l'écoulement normal de ce fluide.
- La défaillance unique passive est prise en compte seulement pour le long terme (après plus de 24 h de fonctionnement des systèmes de sûreté), avec un taux de fuite supposé conventionnellement égal à

200 litres par minute jusqu'à l'isolement de la fuite.

L'application du CDU permet de se prémunir contre les défaillances de mode aléatoire, et conduit, généralement, à concevoir des systèmes redondants (doublement d'équipements ou de portions de systèmes afin de disposer de deux fois 100 % de la fonction) pour en garantir la disponibilité vis-à-vis de la sûreté.

En complément du CDU, les dispositions suivantes sont prises pour minimiser les risques liés à une défaillance de cause commune (par exemple une agression externe qui pourrait porter atteinte aux deux voies d'un même système redondant) :

- La séparation géographique ou physique des équipements : d'une manière générale, les matériels et équipements ayant un rôle pour la sûreté sont installés de façon à bénéficier d'une dispersion géographique dans la centrale. Si cela n'est pas possible, les équipements sont séparés par une barrière physique (mur ou plancher par exemple). Si aucune des solutions précédentes n'est réalisable, il est utilisé des dispositifs nécessaires pour éviter l'aggravation d'un accident (en particulier la propagation d'un accident d'un équipement à l'autre) comme par exemple des dispositifs anti-fouettement sur certaines tuyauteries. Ces dispositions générales s'appliquent pour l'installation des équipements redondants d'un même système ou des équipements de systèmes différents
- L'indépendance des sources électriques : la conception des systèmes qui alimentent électriquement des systèmes satisfaisant le CDU (qui peuvent être nécessaires à ramener le réacteur dans un état sûr), satisfait elle-même ce critère.

Sur l'EPR, les auxiliaires électriques importants pour la sûreté de la centrale sont normalement alimentés par quatre divisions électriques distinctes prises sur le réseau général de transport.

En cas de défaillance de ces sources d'alimentations extérieures à la centrale, des sources internes permettent de garantir la présence d'alimentation électrique. Ce sont :

- Les 4 diesels principaux, qui ont une autonomie d'au moins 3 jours, et qui permettent d'alimenter les systèmes auxiliaires importants,
- Les 2 diesels d'ultime secours (dits SBO), d'une autonomie de 24h, diversifiés, en division 1 et 4, qui alimentent notamment l'EVU (évacuation ultime de chaleur du bâtiment réacteur) et le SRU (réfrigération ultime).
- Des batteries 2h, pour le contrôle commande, installées dans les bâtiments électriques,
- Des batteries 12h, pour le contrôle commande d'accidents graves, et les vannes accidents graves, installées dans les bâtiments diesels.

La diversification des diesels repose sur des gammes différentes de matériels, des tensions différentes, un approvisionnement en fioul diversifié et des bâches à fioul différentes. Elle prend en compte le retour d'expérience du parc, notamment sur la fiabilité des turbopompes et turbo-alternateurs de secours.

L'EPR bénéficie donc, dès la conception, de sources électriques redondantes, diversifiées et robustes à des scénarios de perte d'alimentation électrique.

1.5.2.1.4 Classement de sûreté des équipements et exigences associées

Le classement de sûreté constitue une démarche formalisée et structurée permettant d'identifier et de différencier les exigences de conception, réalisation et suivi en exploitation portées sur les ouvrages, systèmes et matériels en lien avec leur contribution aux objectifs de sûreté.

La démarche de classement de sûreté de l'EPR repose sur deux approches complémentaires – l'approche fonctionnelle et l'approche barrière.

L'approche fonctionnelle vise à identifier les fonctions et les systèmes nécessaires à la protection du cœur et des barrières ainsi qu'à la limitation des rejets dans l'environnement dans les situations à prendre en compte (PCC, RRC-A et accident grave). Cette approche est formalisée par un classement fonctionnel F qui comprend trois classes de sûreté F1A, F1B et F2. La répartition des fonctions de sûreté et des systèmes permettant leur accomplissement dans ces trois classes est, en premier lieu, basée sur leur contribution soit à l'atteinte des deux états physiques que sont « l'état contrôlé » (état caractérisé par l'arrêt des phénomènes transitoires rapides et la stabilisation de l'installation) et « l'état sûr » pour les conditions de fonctionnement de référence (PCC-2 à PCC-4) soit à l'atteinte de « l'état final » pour les conditions de fonctionnement RRC-A. Des critères de classement fonctionnel sont également associés à la prévention des rejets importants et à l'atteinte et au maintien d'un « état maîtrisé » en situation d'accident grave, à la maîtrise des agressions internes et externes, notamment.

L'approche barrière vise la prévention, la maîtrise et la limitation des rejets en distinguant les équipements en fonction des rejets induits par leur défaillance éventuelle. Elle est formalisée par un classement mécanique M qui comprend trois classes de sûreté M1, M2 et M3. Les équipements concernés par le classement mécanique M sont ceux susceptibles de contenir, dans les situations à prendre en compte, du fluide dont l'activité volumique est supérieure à des seuils définis.

Par ailleurs, les bâtiments abritant des équipements classés mécanique M et pouvant contenir des substances radioactives ou des équipements remplissant des fonctions F1A

ou F1B font l'objet d'un classement dédié, dénommé C1.

Le classement de sûreté, fondé sur ces deux approches complémentaires, est enfin complété par un classement sismique SC qui vise à tenir compte des effets du séisme sur les équipements et ouvrages classés de sûreté et comprend deux classes de sûreté SC1 et SC2. La classe SC1 concerne, entre autres, les équipements remplissant des fonctions F1A ou F1B ou classés M1 ou M2 et les bâtiments classés C1. La classe SC2 concerne les équipements et ouvrages qui protègent ou peuvent avoir un impact inadmissible sur les équipements classés SC1 en cas de séisme. La démarche de classement de l'EPR présentée ci-dessus a été développée sur la base du chapitre B.2.1 des Directives Techniques. Les ouvrages, matériels et systèmes classés de sûreté en application de cette démarche sont des EIP au sens de l'Arrêté INB du 7 février 2012. La démarche de classement a été complétée pour intégrer les éléments correspondant aussi à des EIP associés aux risques liés aux incidents et accidents radiologiques (dénommés EIPS) mais ne relevant pas formellement des principes de classement retenus en application des Directives Techniques. Ces éléments sont désormais identifiés en tant que « autres EIPS » et leur ensemble a été intégré parmi les classements de sûreté de l'EPR.

1.5.2.1.5 Réglementation, règles, codes et normes

Réglementation

La réglementation applicable est essentiellement constituée par :

- Les textes administratifs et techniques relatifs aux installations nucléaires de base,
- Les textes sur les appareils à pression de vapeur ou de gaz,
- Les textes relatifs à la protection contre les rayonnements ionisants.

Règles, codes et normes

À cette réglementation s'ajoutent un certain nombre de règles techniques à caractère général nommées « Règles Fondamentales de Sûreté (RFS) » qui ont été élaborées par l'ASN en concertation avec son appui technique, l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), l'exploitant EDF et le constructeur de chaudière nucléaire Framatome.

Les services chargés du contrôle (ASN) et de l'expertise (IRSN) dans le domaine nucléaire exigent de l'exploitant la présentation écrite des règles, codes et normes utilisés lors de la conception, de la réalisation et de la mise en service des EIPS. Ces règles, codes et normes ont été rassemblés par l'industrie nucléaire française en un recueil de Règles de Conception et de Construction (RCC) des Réacteurs à Eau Pressurisée (REP). Ces règles sont de la responsabilité d'EDF et des constructeurs.

1.5.2.1.6 Règles de qualification des équipements à l'ambiance accidentelle

Les équipements doivent être aptes à assurer leurs fonctions de sûreté dans les conditions d'ambiance dans lesquelles ils sont appelés à fonctionner. Pour chaque matériel concerné, les exigences de qualification doivent être identifiées, en fonction de son rôle pour la sûreté et des situations dans lesquelles il est requis. Ces exigences peuvent être :

- Exigence de qualification à l'ambiance dégradée,
- Exigence de qualification sismique,
- Exigence relative à l'étanchéité,
- Exigence de qualification vis-à-vis de conditions particulières : Rupture de Tuyauterie à Haute Energie (RTHE), eau chargée.

Les contraintes dues à l'ambiance accidentelle ou au séisme sont prises en compte lors de la conception.

Les exigences associées aux équipements indispensables au retour et au maintien dans

un état d'arrêt sûr et au respect des critères de sûreté et radiologiques sont déterminées à partir, d'une part des fonctions de sûreté et des conditions de fonctionnement et des procédures de conduite et, d'autre part des situations dégradées retenues. L'état d'arrêt sûr doit être atteint par au moins un chemin sûr de conduite faisant appel à des moyens calculés et/ou qualifiés aux conditions d'utilisation correspondantes (durée et ambiance).

La qualification peut être réalisée par essai (sur site, en boucle ou plate-forme), par analyse (calcul, expérience d'exploitation, analogie) ou par méthode mixte (combinaison des méthodes précédentes).

1.5.2.2 Protection contre les agressions

Les agressions sont des événements susceptibles d'être sources de conditions défavorables ou même de dommages aux structures, systèmes ou composants nécessaires pour remplir les fonctions fondamentales de sûreté.

Suite à une agression, l'objectif de sûreté est d'écartier le risque de mise en défaut des fonctions de sûreté.

La plupart des dispositions prises à la conception pour se protéger contre les agressions consistent à minimiser les risques de défaillance de cause commune sur les systèmes nécessaires au retour et au maintien de l'arrêt sûr.

Dans la mesure du possible, la répartition géographique des équipements importants pour la sûreté réduit les risques d'une défaillance de cause commune (défaillance de plusieurs équipements du fait d'une cause unique) consécutive à un accident (rupture de tuyauterie, projectiles internes, etc.).

Les agressions sont considérées comme indépendantes des conditions de fonctionnement de dimensionnement.

À noter que les dispositions de protection vis-à-vis des actes de malveillance ne sont pas énoncées dans ce document pour des raisons de confidentialité.

1.5.2.2.1 Agressions internes

La prise en compte de ces agressions est réalisée conformément aux règles d'études de chaque agression, de manière déterministe, en s'appuyant si besoin sur une analyse fonctionnelle visant à vérifier la non-remise en cause des fonctions de sûreté assurées par les systèmes nécessaires au retour et au maintien à l'état sûr du réacteur.

L'analyse est en général réalisée local par local, ou par groupes de locaux sensibles vis-à-vis de l'agression considérée. Elle vise à vérifier que les règles générales d'installation appliquées aux systèmes et équipements à l'intérieur des bâtiments permettent de garantir le respect des objectifs de sûreté, en définissant le cas échéant des dispositions de protection spécifiques en complément ou en substitution des dispositions générales d'installation.

Les agressions internes prises en compte sont :

Les émissions de projectiles

Les projectiles susceptibles d'être émis à l'intérieur du bâtiment réacteur (sous l'effet de la pression du fluide contenu ou par chute d'une charge lors de sa manutention, ou par éclatement d'une machine tournante) sont très variés. Il peut s'agir, par exemple, de mécanismes de commande des grappes.

Des protections sont adoptées au cas par cas, essentiellement sous forme de barrières antiprojectiles (exemple : dalles en béton), afin que le fonctionnement des systèmes requis pour le retour et le maintien en état sûr du réacteur ne soit pas compromis.

Les défaillances d'équipements sous pression

Des ruptures ou fissures peuvent apparaître en exploitation pour tous les circuits à haute énergie ou moyenne énergie en fonctionnement normal de la tranche.

La défaillance de réservoirs, pompes et vannes est également analysée.

Des dispositions peuvent être mises en œuvre en appliquant par exemple des exigences de conception suffisantes pour prévenir ce type de défaillance.

Les collisions et chute de charge

Sont associés à la collision ou à la chute d'une charge manutentionnée par un engin de manutention. Une telle chute est postulée survenir, si lors d'une manutention, le dispositif de manutention n'est plus capable de contrôler la hauteur de la charge au crochet ou si la charge manutentionnée vient heurter un matériel, une structure ou un bâtiment.

La prise en compte de l'agression collisions et chute de charge s'appuie sur des dispositions de conception, visant par exemple à définir des exigences de classement « haute sécurité », des règles d'installation visant à limiter les conséquences éventuelles de l'agression, et des règles d'exploitation visant par exemple à limiter les hauteurs de levage.

Les explosions internes

Le principe de défense en profondeur est appliqué à la protection contre cette agression interne de manière à limiter sa vraisemblance et les conséquences de celle-ci, par la mise en place de dispositions de prévention, de surveillance et de limitation des conséquences.

L'approche de la protection contre les explosions s'appuie donc sur trois niveaux :

- la prévention qui consiste :
 - à prendre des mesures constructives ou organisationnelles pour éviter et/ou maîtriser tout dégagement,
 - à éviter la formation d'atmosphère explosive pouvant résulter de ces dégagements,
 - à éviter l'ignition des atmosphères explosives éventuellement formées,
 - à prévenir les risques sur les capacités sous pression,
- la surveillance par la mise en place de moyens de détection, associés à des actions de prévention,
- la limitation des conséquences qui consiste à prévoir des moyens de mitigation des effets d'une explosion vis-à-vis des cibles qui permettent de rendre compte des objectifs de sûreté.

Les incendies

La conception de la protection incendie repose sur quatre types de dispositions basées sur les quatre niveaux de défense en profondeur suivants :

- la prévention des départs de feu,
- la détection rapide des départs de feu et leur extinction pour, d'une part, empêcher que ceux-ci ne conduisent à un incendie et, d'autre part, rétablir une situation de fonctionnement normal ou, à défaut, atteindre puis maintenir un état sûr de l'INB,
- la limitation de l'aggravation et de la propagation d'un incendie qui n'aurait pas pu être maîtrisé afin de minimiser son impact sur la sûreté nucléaire et de permettre l'atteinte ou le maintien d'un état sûr de l'INB,
- la gestion des situations d'accident résultant d'un incendie n'ayant pu être maîtrisé de façon à limiter les conséquences pour les personnes et l'environnement.

Les inondations internes

Les sources d'une inondation interne proviennent de l'îlot nucléaire ou du reste de l'installation. Une fuite d'eau à partir d'un circuit de la centrale pourrait conduire à la perte de fonctions de sûreté surtout si elle se traduisait par une inondation de plusieurs trains redondants d'un système. Il n'est pas postulé la concomitance de plusieurs inondations indépendantes.

Des dispositions constructives sont prises pour garantir le fonctionnement de tous les équipements et systèmes requis pour le

retour et le maintien en état sûr : surélévation des matériels, structure de protection ou séparation d'équipements, dispositifs de drainage dans les locaux inondables, cuvelages étanches autour des capacités, dispositifs d'évacuation d'eau gravitaires non isolables, par exemple.

Les émissions de substances dangereuses

La maîtrise des risques associés à ces phénomènes est prise en compte sous deux angles. D'une part par la prévention des événements d'origine interne qui peuvent en être la cause, notamment par l'intermédiaire des référentiels agressions (ex : incendie) ; d'autre part, par la prise en compte de ces phénomènes au travers de la maîtrise des risques d'accident non radiologique et l'organisation de crise pour les effets directs ou indirects sur l'environnement.

Les Interférences électromagnétiques

Les interférences électromagnétiques internes (IEM) sont des phénomènes connus et courants dans le fonctionnement d'une tranche nucléaire. Ces IEM peuvent avoir une source d'origine naturelle comme les décharges électrostatiques, ou dans la plupart des cas, une origine liée à l'activité industrielle humaine et au fonctionnement des appareils et installations de la tranche nucléaire (commutations et manœuvres électriques, appareils électroniques et électriques, moteurs électriques, poste à soudeuse à l'arc...).

D'une manière générale, les équipements et modalités constructives intervenant dans la protection contre la foudre, en contribuant à la réduction de ses conséquences, sont :

- La constitution des réseaux de terre et de masse ainsi que les régimes de neutre des différents réseaux,
- La structure des bâtiments de l'installation faisant office de dispositif de capture,
- Les modalités de réduction des surtensions générées par la foudre.

1.5.2.2 Agressions externes

Les agressions externes prises en compte à la conception sont :

- Les agressions liées à l'activité humaine : risques dus à l'environnement industriel et aux voies de communication, projectiles externes : chutes d'avion et projectiles par suite de l'éclatement des groupes turboalternateurs.
- Les agressions d'origine naturelle : conditions météorologiques exceptionnelles, foudre, inondations externes, séismes, incendies, interférences électromagnétiques externes.

1.5.2.2.1 Agressions d'origine humaine

Les agressions d'origine humaine sont des risques liés à l'environnement industriel et aux voies de communication, et peuvent conduire à des phénomènes dangereux tels que :

- L'élévation anormale de température due à un incendie extérieur au site,
- L'onde de pression aérienne due à une explosion,
- L'onde sismique associée à une explosion,
- Les projectiles engendrés par une explosion,
- Les nappes ou nuages dérivants de gaz toxiques ou corrosifs et des gaz et fumées résultant d'un incendie.

Les niveaux des agressions d'origine humaine sont définis de façon conventionnelle, sur la base d'une estimation préalable des risques. Les risques effectifs font l'objet d'évaluations probabilistes, spécifiques à chaque site, qui contribuent à justifier l'acceptabilité des protections contre les agressions prises en compte.

Les risques liés aux agressions d'origine humaine sont régulièrement réactualisés, si nécessaire, en fonction de l'évolution des activités humaines dans l'environnement du site. Il est alors vérifié que la protection de l'installation vis-à-vis de ces risques reste acceptable.

1.5.2.2.2 Agressions d'origine naturelle

Les agressions d'origine naturelle sont dues à des conditions météorologiques ou climatiques extrêmes, des inondations externes, des séismes ou des interférences électromagnétiques externes.

Les Conditions climatiques extrêmes

Le dimensionnement des installations prend en compte les effets de la neige, du vent, des projectiles éventuellement générés par le vent, des températures froides de l'air et des canicules, de sorte que le respect des objectifs de sûreté soit garanti dans toutes les conditions susceptibles d'être rencontrées lors de l'exploitation de l'installation.

Les aléas considérés tiennent compte des exigences telles que les Eurocodes (normes européennes de dimensionnement et de justification des structures de bâtiment et de génie civil) et des prescriptions de l'Autorité de sûreté nucléaire prises par Décision n°2008-DC-0114 du 26 septembre 2008.

La foudre

L'arrêté INB définit un objectif vis-à-vis du risque de dommages pouvant concerner les bâtiments qui abritent des matériels nécessaires au maintien ou au retour à l'état d'arrêt sûr.

Les conséquences d'un foudroiement doivent être enveloppées par celles définies lors de la conception initiale des tranches vis-à-vis des incidents de catégorie II.

En plus de l'application des normes en vigueur, des dispositions constructives et des modalités pratiques sont mises en œuvre vis-à-vis des effets indirects et des interférences électromagnétiques.

Les agressions spécifiques à la source froide

Les risques suivants sont pris en compte pour garantir l'alimentation des pompes du système d'eau brute SECourue (SEC) nécessaire au transit de l'eau brute secourue :

- Les arrivées massives de colmatants
- Les hydrocarbures
- L'ensablement et l'envasement
- Le frasil
- La prise en glace
- Le niveau bas de la source froide

Séisme

Pour la protection contre les séismes, l'atteinte des objectifs de sûreté doit être garantie pendant et à la suite de séismes plausibles pouvant affecter le site d'une tranche nucléaire. La démarche de base consiste à supposer que des séismes analogues aux séismes historiquement connus sont susceptibles de se produire dans l'avenir avec une position d'épicentre qui soit la plus pénalisante quant à ses effets sur le site (en termes d'intensité), tout en restant compatible avec les données géologiques et sismologiques. L'historique considéré va de l'analyse des séismes très anciens (plusieurs milliers d'années) déduits de l'étude des failles actives jusqu'à l'analyse des séismes survenus de nos jours.

Après un séisme, l'objectif de la protection est de garantir que les fonctions de sûreté des systèmes et des matériels nécessaires au retour de la tranche à un état d'arrêt sûr et à son maintien ne sont pas affectées de manière inacceptable.

Les aléas considérés tiennent compte des exigences définies par les prescriptions de l'Autorité de sûreté nucléaire prises par Décision n°2008-DC-0114 du 26 septembre 2008.

Chute d'avion

Les bâtiments pouvant contenir du combustible nucléaire, deux divisions abritant des systèmes redondants permettant d'assurer l'accomplissement des trois fonctions fondamentales de sûreté, la salle de commande principale et la station de repli du réacteur sont protégés physiquement par une paroi externe en béton armé.

Les cas de charge à retenir pour la conception de cette paroi sont définis en considérant, d'une part, le trafic de l'aviation générale et son évolution prévisible et, d'autre part, par convention, la chute accidentelle d'un avion militaire.

La protection des systèmes de sûreté est considérée :

- à l'égard de l'impact direct (pénétration),
- ainsi qu'à l'égard de l'impact indirect (vibrations induites).

Inondation Externe

Pour la protection contre les inondations externes, les systèmes et équipements de sûreté nécessaires pour rejoindre un état sûr doivent être protégés vis-à-vis de l'ensemble des phénomènes d'inondation identifiés pour chaque site.

Les aléas contre lesquels ces systèmes et équipements doivent être protégés sont ceux définis ci-après en termes d'intensité et, le cas échéant, de durée :

- Aléas pris en compte dans le calcul de la Cote Majorée de Sécurité (CMS) définie par la Règle Fondamentale de Sûreté I.2.e, qui consiste à conjuguer les effets de la marée de coefficient 120 et de la surcote millénale,
- Aléas pris en compte au titre de la démarche complémentaire,
- Conjonctions d'aléas.

La plate-forme des sites nucléaires doit être située au-dessus de cette CMS.

La CMS de Flamanville est évaluée à + 7,79 m NGFN (Nivellement Général de France Normalisé).

Les exigences liées à la protection contre les inondations externes impliquent une mise hors d'eau des bâtiments abritant des équipements classés de sûreté en construisant la plate-forme à un niveau au moins égal à la Cote Majorée de Sécurité (CMS).

Par ailleurs, des risques supplémentaires d'une part et leur combinaison potentielle, d'autre part, sont également pris en compte. Les risques supplémentaires pris en compte sont les suivants :

- Inondation par effet de houle : elle est caractérisée par sa hauteur significative, sa période, sa longueur de propagation et sa période de récurrence,
- Détérioration des ouvrages d'eau situés à proximité du site et placés à un niveau plus élevé que la plate-forme du site. Ce risque est analysé en tenant compte d'un certain nombre de cas de charge potentiels (séisme, explosion, chute d'avion, détérioration hydraulique, etc.). Il est caractérisé par la quantité d'eau potentiellement dégagée et le débit maximum résultant de la détérioration, ainsi que les dynamiques du phénomène,
- Rupture des systèmes ou des équipements : ce risque est caractérisé par la quantité d'eau dégagée par la rupture (par exemple rupture partielle d'un manchon sur une tuyauterie d'eau de circulation de refroidissement) en tenant compte du débit spécifique de l'ouverture et de l'événement, jusqu'à l'isolement du débit (manuellement, automatiquement, etc.),
- Intumescence ou « gonflement » : un dysfonctionnement des vannes d'isolement (par exemple, l'arrêt soudain d'une pompe de circulation CRF) peut entraîner la formation d'une vague dans le chenal de prise, qui peut inonder certaines installations. Le risque de "Gonflement" est caractérisé par le débit maximum de débordement ou la hauteur maximum correspondant sur le site, ainsi que la durée du phénomène dynamique rapide,
- Pluie brève et intense : ce risque est caractérisé par le paramètre d'intensité moyenne maximum c'est-à-dire la quantité maximum d'eau qui tombe pendant une période relativement courte.

Elle caractérise la violence de la phase initiale d'un orage. La fréquence de répétition est de cent ans,

- Pluie régulière et continue : ce risque est caractérisé de la même manière, mais en utilisant les intensités moyennes maximales du siècle sur une période de 24 heures,
- Montée de la nappe phréatique : ce risque est caractérisé par l'évaluation de la cote de la nappe phréatique et la vitesse du changement (l'état initial de la nappe phréatique correspond à sa cote historique maximum),

1.5.2.3 Vérification du dimensionnement

1.5.2.3.1 Vérification fonctionnelle

Une analyse de sûreté a pour but de s'assurer du bon dimensionnement et de l'installation correcte des systèmes et des dispositions complémentaires.

La vérification fonctionnelle consiste à reprendre les études d'accidents relatives aux conditions de fonctionnement de dimensionnement (PCC 1 à 4) en les prolongeant jusqu'au retour à un état d'arrêt sûr et en considérant l'ensemble des EIPS.

Cette vérification fonctionnelle permet de :

- Vérifier le respect des critères de sûreté sur la durée et des limites sur les conséquences radiologiques dans l'environnement,
- Confirmer les seuils des actions automatiques engendrées par le système de protection,
- S'assurer de la possibilité de retourner et de se maintenir en état d'arrêt sûr grâce à l'élaboration des règles de conduite,
- Contrôler le classement et préciser les exigences fonctionnelles des équipements nécessaires dans le long

terme à ce retour et maintien en état d'arrêt sûr, y compris pour leur qualification éventuelle.

L'analyse de la sûreté de l'installation utilise les combinaisons d'événements et l'examen continu de la disponibilité et du comportement de chaque barrière.

1.5.2.3.2 Vérification probabiliste

Les analyses probabilistes utilisées pour la démonstration de sûreté nucléaire incluent des études probabilistes de sûreté liées au risque d'endommagement du combustible nucléaire et au risque de rejets anormaux de substances radioactives, conformément aux articles 3.3 et 8.1.2 de l'arrêté du 7 février 2012 modifié fixant les règles générales relatives aux installations nucléaires de base.

Cette démarche consiste à vérifier, sur la base d'une Étude Probabiliste de Sûreté (EPS), que le niveau de sûreté global est atteint et que la cohérence entre la conception et la conduite de la tranche est assurée.

L'approche probabiliste est complémentaire de l'approche déterministe.

L'approche déterministe vise à dimensionner les installations et à fixer les exigences de sûreté. Elle repose sur l'application de règles de conception, de fabrication, d'exploitation pour la plupart issues d'une expérience importante (ex : appareils à pression). Elle s'appuie sur l'étude de situations conventionnelles avec suffisamment de marges pour couvrir tous les cas possibles. L'approche probabiliste vise à identifier et à évaluer l'ensemble des risques liés à une installation définie. Elle repose sur l'application de méthodes d'analyse détaillée des défaillances envisageables.

Si la démarche déterministe considère essentiellement des événements simples, les EPS permettent de considérer des événements complexes et des cumuls d'événement. Ces EPS ont pour objectif :

- De repérer les séquences accidentelles qui sont sensibles aux erreurs humaines

(actions opérateurs importantes). Les conclusions des analyses sont prises en compte dans les procédures de conduite et la formation des opérateurs,

- D'évaluer l'importance pour la sûreté de nouveaux équipements et ainsi déduire d'éventuelles spécifications d'exploitation ou de maintenance,
- De repérer les séquences accidentelles prépondérantes et ainsi déduire l'importance ou non de dispositions voire de modifications pour en réduire la probabilité,
- D'évaluer l'impact de défaillances de cumuls d'événements, indépendant ou dépendant (par cause commune ou par dépendance fonctionnelle entre les systèmes).

Les EPS sont utilisées à l'occasion des réexamens périodiques pour mettre en évidence et hiérarchiser les principales composantes du risque. Cette hiérarchisation permet d'identifier les domaines où des actions de correction seraient nécessaires et les plus efficaces en fonction de leur pertinence en termes de réduction attendue du risque et d'effet sur l'organisation.

De plus, les études de fiabilité des systèmes nécessaires à l'accomplissement des fonctions de sûreté participent à :

- La vérification des règles de conception, de construction et d'exploitation des systèmes,
- La définition des règles à appliquer en cas d'indisponibilité des matériels nécessaires à l'accomplissement des fonctions de sûreté,
- L'optimisation des essais et de l'entretien des matériels et composants nécessaires à l'accomplissement des fonctions de sûreté.

1.5.2.3.3 Études spécifiques

En tant que réacteur « évolutionnaire », une première liste des conditions de dimensionnement de l'EPR a été établie en préalable à la phase de Basic Design en

fonction des orientations retenues pour sa conception et en tenant compte des événements considérés sur les tranches lui servant de référence, à savoir les derniers réacteurs à eau pressurisée de conception française et allemande par rapport à ces réacteurs de référence, la liste initiale et le regroupement d'événements en catégories intègrent la volonté de réduire la fréquence des initiateurs.

Cette liste des conditions de dimensionnement de l'EPR est complétée par un ensemble d'études spécifiques qui traite de situations exclues du dimensionnement par conception, notamment du fait de l'application du concept d'exclusion de rupture, ainsi que par des études justificatives particulières.

Ces situations traitées au titre de la robustesse sont :

- La rupture guillotine doublement débattue d'une tuyauterie primaire principale,
- La rupture guillotine doublement débattue d'une ligne vapeur principale, pour l'étude réalisée au titre de la vérification de l'enceinte de confinement, et de la qualification des équipements à l'intérieur de l'enceinte,
- La vidange de 2 générateurs de vapeur résultant de la rupture des tuyauteries vapeur

1.5.2.3.4 Vérification de l'installation par l'analyse des agressions

Les dispositions de dimensionnement permettant de garantir l'accomplissement des fonctions fondamentales de sûreté malgré la survenance d'agressions internes et externes ont été prises (voir § 1.3.6 et § 1.5.2.2.).

La plupart des dispositions prises à la conception pour se protéger contre les agressions consistent à minimiser les risques de mode commun sur les systèmes nécessaires au retour et au maintien à l'état d'arrêt sûr.

Les agressions sont considérées comme indépendantes des conditions de fonctionnement de dimensionnement.

1.5.2.4 Règles et critères d'obtention de la qualité

Principes relatifs au management des activités au sein de la direction ingénierie et projets nouveau nucléaire (DIPNN)

La DIPNN a notamment pour mission de piloter les projets du nouveau nucléaire en tant qu'architecte ensemblier. Quatre unités opérationnelles de la DIPNN (la Direction de Projet Flamanville 3 [DPFA3], le CNEPE, la Direction Industrielle, la Direction Technique) et la filiale EDVANCE, la DIPDE (Division de l'Ingénierie du Parc, de la Déconstruction et de l'Environnement) et la DP2D (Direction Projets Déconstruction et Déchets) contribuent en fonction de leurs missions et de leurs compétences à la réalisation des activités liées au projet EPR de Flamanville 3.

Chacune de ces entités a mis en place des systèmes de management intégrés (SMI) pour leurs activités nucléaires qui leurs sont propres mais construits sur de mêmes bases. Ils intègrent les éléments liés à la sûreté, la qualité, l'environnement, la sécurité et la santé et ont été établis en cohérence avec les réglementations et normes suivantes :

- Arrêté INB du 7 février 2012,
- Norme ISO 9001–2015,
- Norme ISO 14001–2015,
- Norme OHSAS 18001–2007 (pour certaines entités).

Etant fondés sur des standards de référence en matière de management (de gestion) par la qualité, ils constituent des systèmes de management (de gestion) par la qualité, la qualité désignant, au sens générique l'aptitude

d'un ensemble de caractéristiques intrinsèques à satisfaire des exigences.

Ils respectent également les recommandations du GSR Part 2 de l'AIEA.

Chaque entité exerce dans le cadre de son système de management (de gestion) intégré des contrôles internes dont les principes sont également définis dans les Manuels de Management de ces entités. Des règles écrites sont définies dans les processus et procédures.

Les unités font régulièrement l'objet d'audits indépendants pour s'assurer de la conformité à leurs référentiels (ISO 9001, ISO 14001 et OHSAS18001 le cas échéant), qui contribuent à leur démarche d'amélioration permanente.

Chaque direction est responsable du contrôle de ses unités. A la DIPNN, la Mission Analyse Évaluation (MAE) de la DIPNN contrôle par des audits que les dispositions des systèmes de management des Unités de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire sont correctement appliquées et efficaces. Elle vérifie la cohérence des interfaces propres à garantir la qualité d'ensemble.

Toutes les entités font également l'objet d'audits commandités par EDF afin de vérifier que les organisations mises en place et les contrôles internes sont efficaces.

Éléments et activités importants pour la protection des intérêts, et exigences définies afférentes

Compte tenu de la nature différente des risques et inconvénients auxquels ils se rapportent, EDF a réparti les Equipements Importants pour la Protection des intérêts (EIP) selon trois catégories :

- les EIPS (Éléments Importants Pour la Protection / Sûreté nucléaire) pour les risques liés aux incidents et accidents radiologiques (éléments dont la défaillance aurait des conséquences directes ou indirectes sur la maîtrise des trois fonctions fondamentales de sûreté

nucléaire : réactivité, refroidissement et confinement),

- les EIPR (Éléments Importants pour la Protection / Risques conventionnels) pour les risques liés aux incidents et accidents non radiologiques (éléments dont la défaillance aurait des conséquences sur les fonctions liées aux accidents non radiologiques touchant au confinement des substances dangereuses, à la protection des personnes et de l'environnement contre les effets des phénomènes dangereux,
- les EIPI (Éléments Importants pour la Protection / Inconvénients) pour les inconvénients liés au fonctionnement normal et au fonctionnement en mode dégradé des installations (éléments dont la défaillance aurait des impacts sanitaires ou sur l'environnement). Par convention, les éléments participant à la gestion des déchets entrent dans cette catégorie.

De même, EDF identifie les activités importantes pour la protection (AIP) et les exigences définies afférentes.

Les Activités Importantes pour la Protection des Intérêts (AIP) sont mises en œuvre pour assurer la Démonstration de Protection des Intérêts ou pour garantir la conformité des EIP à leurs ED afférentes ainsi que la pérennité de cette conformité. Elles couvrent les stades de la conception, construction et du fonctionnement de l'installation (art 1.1 de l'arrêté INB). De façon plus détaillée, la phase de construction couvre la fabrication, le montage et la mise en service de l'INB et des EIP la constituant ; la phase de fonctionnement couvre l'exploitation et la maintenance de l'INB et de ses EIP constitutifs.

Après la conception initiale des INB et de leurs EIP constitutifs, les modifications de l'installation concernant des EIP reprennent des phases de conception, de construction et de fonctionnement.

Les dispositions applicables aux AIP (identification, exigences définies) reposent sur « une approche proportionnée à l'importance des risques ou inconvénients présentés par l'installation » (article 1.1 de l'arrêté INB).

Toute AIP identifiée fait l'objet des dispositions réglementaires suivantes :

- Chaque AIP doit faire l'objet d'un contrôle technique réalisé par une personne différente de celle ayant accompli l'AIP (article 2.5.3 de l'arrêté INB),
- Chaque AIP doit faire l'objet d'une vérification par sondage, réalisée par des personnes différentes de celles ayant accompli l'AIP ou son contrôle technique. Les personnes en charge de la vérification rendent compte directement à une personne ayant autorité sur les personnes ayant accompli l'AIP ou son contrôle technique (art 2.5.4),
- Chaque AIP doit faire l'objet d'une surveillance par l'exploitant des intervenants extérieurs si l'activité est sous-traitée. L'exploitant ne peut pas confier cette surveillance à un autre prestataire, il peut se faire assister dans certains cas particuliers (art 2.2.2, 2.2.3 et 2.2.4),

L'AIP, les opérations de contrôle technique, de vérification et de surveillance, doivent être réalisées par des personnes ayant les compétences et les qualifications nécessaires (art 2.5.5),

- L'AIP, les opérations de contrôle technique, de vérification et de surveillance, font l'objet d'une documentation et d'une traçabilité permettant de démontrer a priori, et de vérifier a posteriori le respect des exigences définies (art 2.5.6).

Les AIP sont identifiées préalablement à leur engagement afin de les réaliser dès l'origine avec le niveau d'exigence adapté.

Le type de document utilisé pour une AIP doit permettre de tracer le contrôle au sens de

l'article 2.5.3 de l'arrêté INB et le relier sans ambiguïté à cette AIP.

Lorsque des prestations comportant des AIP sont confiées à des intervenants extérieurs, le caractère EIP de la structure, équipement ou matériel est précisé dans les pièces techniques du contrat. La Spécification Générale d'Assurance de la Qualité (SGAQ) annexée au contrat, leur impose d'identifier leurs propres AIP et celles de leurs sous-traitants. L'intervenant extérieur les soumet pour observations et validation à EDF. Les programmes de surveillance définissent les actions nécessaires pour vérifier l'application de l'arrêté INB par la chaîne des sous-traitants et les critères associés.

Les listes d'AIP et d'EIP sont tenues à jour.

1.5.3 Démarche de sûreté en exploitation

La démarche de sûreté en exploitation vise d'une part, à maintenir voire améliorer, par le retour d'expérience issu de l'exploitation, le niveau de sûreté déterminé à la conception et d'autre part, à gérer les situations accidentelles.

1.5.3.1 Maintien et amélioration du niveau de sûreté

Le maintien, voire l'amélioration, du niveau de sûreté pendant l'exploitation du réacteur passe d'abord par le respect des exigences de sûreté en exploitation fixées par :

- Les Règles Générales d'Exploitation (RGE) et plus particulièrement :
 - les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE),
 - le Programme de contrôle et d'essais périodiques des matériels et systèmes EIPS.
- L'utilisation des procédures de conduite,
- L'application des programmes de base de la maintenance des EIPS,
- L'utilisation du retour d'expérience.

L'amélioration du niveau de sûreté passe également par la diffusion de la culture sûreté et par les actions de formation transverses à tous ces thèmes.

1.5.3.1.1 Les Spécifications Techniques d'Exploitation (STE)

Les STE définissent les limites d'exploitation normale de la tranche afin de la maintenir dans le domaine couvert par les études de conception. Les STE précisent à cet effet :

- Les seuils à respecter sur les paramètres de fonctionnement normal ou transitoire, les limites de sûreté des paramètres pris en compte à la conception, les seuils de protection et les limites de fonctionnement,
- La liste des équipements qui doivent être disponibles (requis) dans chaque état de la tranche,
- La conduite à tenir en cas d'indisponibilité fortuite d'équipements requis ou d'évolution anormale d'un paramètre important pour la sûreté,
- Certaines règles pour les indisponibilités programmées.

1.5.3.1.2 Réalisation d'essais périodiques et de requalification pour les EIPS

Pendant l'exploitation, les EIPS doivent conserver leur disponibilité, leur opérabilité et leurs performances minimales prévues à la conception.

Des essais périodiques de ces équipements et systèmes sont effectués pour garantir :

- L'absence d'évolution défavorable par rapport au référentiel de conception,
- Le respect des hypothèses choisies pour les conditions de fonctionnement de dimensionnement décrites dans les études d'accidents,
- Le contrôle de la disponibilité des matériels et des fluides associés constituant les fonctions de sûreté requises par les STE (voir § 1.5.3.1.1).

- Le contrôle de la disponibilité des moyens indispensables à l'opérabilité des procédures de conduite incidentelle et accidentelle.

Les critères contrôlés lors des essais périodiques doivent permettre de garantir la disponibilité et les performances des fonctions de sûreté. Ces critères sont des valeurs qui garantissent la conformité d'un matériel ou d'un système à un référentiel de performances requises par les études de sûreté.

Si les valeurs relevées au cours de l'essai périodique ne sont pas conformes aux critères d'essais, le matériel concerné doit être déclaré indisponible.

Les essais de requalification consistent en une vérification du fonctionnement d'un matériel ou système pour s'assurer que les performances requises à la conception sont maintenues ou retrouvées à la suite d'une intervention, d'une modification ou d'un événement d'exploitation. La requalification fait partie intégrante de l'intervention. Elle fait l'objet d'une préparation préalable au début de l'intervention, qu'elle soit programmée ou fortuite.

1.5.3.1.3 Surveillance et maintenance des EIPS

La surveillance et la maintenance des équipements, structures et ouvrages de génie civil permettent de maintenir ceux-ci en état d'assurer leur fonction avec les performances requises conformément aux études de conception. L'exigence est de maintenir disponibles et fiables toutes les fonctions nécessaires aux opérateurs pour une exploitation sûre et économique des réacteurs.

En cas d'intervention sur un équipement, un essai de requalification est à effectuer. Il permet de s'assurer après travaux que l'équipement est apte à assurer sa mission dans les conditions requises à la conception. Les barrières de confinement et les EIPS de la tranche font l'objet d'actions de surveillance. Les équipements, structures et ouvrages génie civil EIPS, autres que les barrières, font l'objet de programmes de base de

maintenance préventive qui précisent les actions d'entretien et de contrôle, leur périodicité et les critères d'acceptation.

1.5.3.1.4 Utilisation du Retour d'EXpérience (REX)

Le REX permet :

- D'identifier les événements susceptibles d'être précurseurs d'incidents ou d'accidents plus graves afin de définir et de mettre en œuvre dans des délais adaptés les mesures correctives nécessaires,
- De vérifier que les modifications éventuelles remplissent bien l'objectif fixé avant de les généraliser sur un palier,
- De manière plus générale, de se réinterroger sur la pertinence des hypothèses, démarches et critères retenus dans les différents domaines de la démonstration de sûreté et de s'assurer du caractère adapté des dispositions matérielles et organisationnelles associées il contribue à ce titre à l'amélioration continue de la sûreté pendant toute la durée de vie des installations.
- Le retour d'expérience est abordé plus en détail au § 1.7.

1.5.3.2 Gestion des situations accidentelles

La gestion des situations accidentelles se base sur les 3^e et 4^e niveaux de la stratégie de la défense en profondeur :

- Des dispositions d'organisation de la conduite accidentelle (équipe et procédures) permettant de réduire les risques liés aux erreurs humaines,
- La mise à disposition de moyens de conduite efficaces (au niveau de la salle de commande et du contrôle-commande),

- L'Organisation Nationale de Crise (ONC) qui apporte son appui à l'équipe de conduite et aux pouvoirs publics pour la protection des personnes, et permet la maîtrise des situations accidentelles.

La conduite accidentelle consiste à rejoindre un état d'arrêt sûr, en respectant les exigences de sûreté et, dans la mesure du possible, en limitant les conséquences sur l'outil de production.

L'équipe de conduite est constituée :

- D'opérateurs qui appliquent les procédures et d'un cadre technique superviseur qui s'assure de l'efficacité des actions de conduite,
- Du chef d'exploitation qui assure la surveillance en attendant l'arrivée de l'ingénieur sûreté, puis devient responsable du poste de commandement local,
- De l'ingénieur sûreté qui assure la redondance humaine de la surveillance des paramètres importants pour la sûreté.

Ainsi les équipes de conduite et leurs procédures de conduite détectent et interrompent les incidents conduisant la tranche à sortir de son domaine normal de fonctionnement. Elles contrôlent le bon fonctionnement des automatismes et interviennent si nécessaire pour effectuer les actions requises et ramener le réacteur dans un état d'arrêt sûr.

Dès qu'un incident ou un accident dégrade la sûreté au-delà des spécifications des règles générales d'exploitation, la tranche est pilotée selon l'Approche Par Etats.

Si les combinaisons d'événements peuvent être multipliées à l'infini, les états physiques possibles de la chaudière nucléaire, sont, en revanche, en nombre limité. Ils peuvent être identifiés à partir de quelques paramètres physiques représentatifs. De la seule connaissance de l'état physique de la tranche, la conduite par APE permet à l'opérateur de

déduire les actions requises au cours d'un incident ou d'un accident, sans nécessairement connaître la combinaison des événements antérieurs y ayant conduit.

Au début de la situation incidentelle ou accidentelle, ces procédures déclenchent automatiquement des manœuvres de sauvegarde et d'isolement de l'environnement pour permettre aux opérateurs de prendre du recul et de mobiliser le réseau d'experts aux niveaux local et national, dans les organismes privés et publics.

Parallèlement, les procédures de prévention des risques de pollution des eaux sont déclenchées conformément à la réglementation technique générale en matière d'environnement.

L'EPR Flamanville 3 dispose d'un Plan d'Urgence Interne (PUI) mis en application par le directeur de CNPE en cas d'accident majeur. Le but de ce plan est de définir et mobiliser à court terme les moyens humains et techniques pour aider l'équipe de conduite en poste à ramener et maintenir la tranche dans un état d'arrêt sûr et minimiser les conséquences radiologiques de l'accident.

Lors de situations accidentelles nécessitant des mesures de protection sur le site et à l'extérieur du site, l'équipe de conduite en poste est appuyée par la mise en œuvre d'une ONC. Cette organisation assure la mise en relation des trois Postes de Commandement Direction (Site, EDF Paris, Autorité de Sûreté) et des équipes techniques chargées de les conseiller.

EDF est responsable de l'alerte, de la mise en œuvre des actions sur le site, de la fourniture des informations sur l'état des installations, des mesures d'activité dans l'environnement (site) et des prévisions de rejets.

Les pouvoirs publics (Préfet) sont responsables du Plan Particulier

d'Intervention (PPI) pour informer et assurer la protection des populations

1.5.4 Maîtrise du vieillissement

Le vieillissement des équipements, systèmes, structures et ouvrages de génie civil conduit à une modification de leurs propriétés sous les effets de leur fonctionnement normal et des actions du milieu environnant.

La conception tient compte de certains de ces effets :

- En choisissant des matériaux et des produits qui ne subiront que des altérations négligeables,
- En retenant, pour la conception des équipements, les caractéristiques les plus défavorables obtenues ou évaluées après un vieillissement correspondant à la durée de fonctionnement prévue,
- En adoptant des pénalités forfaitaires dans les études de dimensionnement de sûreté.

Tous les effets du vieillissement ne peuvent pas être pris en compte lors du dimensionnement initial des équipements.

Ces effets sont alors pris en compte au niveau de la surveillance des propriétés des matériaux et des performances des équipements et systèmes (réalisation d'essais périodiques et d'essais de requalification), de la maintenance préventive, ou lors des bilans associés aux réexamens périodiques de la sûreté des tranches.

Cette démarche a pour objectif d'apporter la justification que les systèmes, structures et composants sensibles à un mécanisme de vieillissement satisfont aux critères de conception et sont aptes à assurer leurs fonctions de sûreté.

Les composants non remplaçables en exploitation (cuve ou enceinte par exemple) sont conçus pour une durée de vie de 60 ans.

1.6 SYSTEMES DE SURVEILLANCE

DISPOSITIFS ET MOYENS DE SECOURS

1.6.1 Description des principaux systèmes de sûreté

Conformément au concept de défense en profondeur, des moyens sont mis en place afin de :

- Prévenir les erreurs, les incidents et les accidents pouvant impacter les barrières de confinement,
- Maîtriser les situations accidentelles,
- Ramener les conséquences à des niveaux acceptables dans l'encadrement des objectifs de sûreté.

Ces moyens, prévus dès la conception, sont décomposés en « systèmes ».

Dans ce qui suit, seuls sont décrits les systèmes les plus importants pour surveiller, maintenir ou ramener à un état sûr une tranche nucléaire.

1.6.1.1 Systèmes de surveillance

1.6.1.1.1 Système de Protection du Réacteur (PS)

Les rôles du PS :

Le système de protection doit contribuer aux fonctions de sûreté suivantes :

- contrôle de la réactivité,
- évacuation de la puissance résiduelle,
- confinement des substances radioactives.

Le système de protection (PS) a pour rôle de mettre en œuvre les fonctions automatiques, ainsi que les fonctions de surveillance nécessaires pour atteindre l'état contrôlé en cas de situation incidentelle ou accidentelle.

Le système de protection doit être capable de gérer les échanges de données avec les autres systèmes de contrôle commande (contrôle-commande de la turbine, des diesels, contrôle-commande dédié aux accidents graves...).

1.6.1.1.2 Système de mesures de radioprotection (KRT)

Il participe à la limitation des conséquences des rejets d'activité, notamment en initiant des actions automatiques sur les circuits concernés, ainsi qu'à la prévention de l'irradiation des personnes. Pour cela, dans les conditions de fonctionnement normal de la centrale, ainsi que dans les conditions incidentelles/accidentelles, le système KRT assure les fonctions opérationnelles suivantes :

- Fonction 1 : Contrôle de l'intégrité des barrières de sûreté, avec ou sans actions automatiques associées.
- Fonction 2 : Contrôle de l'activité des rejets d'effluents radioactifs gazeux de la tranche, avec ou sans actions automatiques associées.
- Fonction 3 : Comptabilisation des rejets gazeux.
- Fonction 4 : Radioprotection du personnel et des intervenants.
- Fonction 5 : Exploitation des systèmes de traitement des effluents.

1.6.1.2 Description des principaux circuits auxiliaires de la chaudière

1.6.1.2.1 Système d'injection de sécurité / refroidissement du réacteur à l'arrêt (RIS-RA)

Le système RIS-RA combine les fonctions d'injection de sécurité et de refroidissement du réacteur à l'arrêt.

Le système RIS-RA est constitué de 4 trains séparés et indépendants, chacun de ces trains étant capable d'injecter de l'eau borée dans le circuit primaire par un accumulateur, une pompe d'injection de sécurité moyenne pression (RIS MP) et une pompe d'injection de sécurité basse pression (RIS BP) munie au refoulement d'un échangeur de chaleur. De plus, le système assure l'extraction contrôlée de chaleur du circuit primaire, principalement la puissance résiduelle du cœur, par la pompe et l'échangeur RIS BP et la ligne de contournement de l'échangeur.

Les accumulateurs injectent dans la branche froide des boucles primaires. Les pompes RIS MP et BP aspirent dans l'IRWST et refoulent également dans les branches froides du RCP, via les piquages d'injection communs (les trains RIS BP peuvent être mis manuellement en configuration d'injection simultanée en branches chaudes et froides). L'aspiration des trains RIS BP peut également se faire à partir des branches chaudes en vue d'assurer la fonction de refroidissement du réacteur à l'arrêt (l'aspiration et le refoulement se font alors dans la même boucle). Les pompes RIS MP, BP et les échangeurs RIS BP sont réfrigérés par le système de refroidissement intermédiaire du réacteur (RRI).

Une diversification du refroidissement est mise en place sur les pompes BP des trains 1 et 4. En effet, ces pompes peuvent également être refroidies par le système DEL (les trains DEL 1 et 4 sont refroidis par air) en cas de défaillance du RRI.

Les échangeurs RIS BP sont également installés dans les bâtiments de sauvegarde. Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels principaux.

1.6.1.2.2 Réserve de fluide primaire dans l'enceinte (IRWST)

L'IRWST est un réservoir contenant une grande quantité d'eau borée. Elle collecte l'eau qui peut être déchargée à l'intérieur de l'enceinte de confinement en cas d'accident.

L'IRWST joue le rôle de réserve d'eau des pompes RIS, EVU (système d'évacuation ultime d'énergie de l'enceinte) et, éventuellement, RCV (circuit de contrôle volumétrique et chimique du réacteur) et assure le noyage de la zone d'étalement du corium en cas d'accident grave.

Des filtres assurent la protection des pompes RIS et EVU contre la migration de débris en conditions accidentelles.

1.6.1.2.3 Système de borication de sécurité (RBS)

Le système RBS est constitué de deux trains séparés et indépendants, capables d'assurer l'injection à haute pression d'eau borée dans le circuit primaire. Chacun de ces trains se compose d'un réservoir d'eau borée, d'une pompe volumétrique et de deux lignes d'injection en branches froides, via les piquages d'injection de sécurité.

Les réservoirs et les pompes RBS sont implantés dans le bâtiment combustible.

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels ultimes secours. Chaque pompe peut être alimentée par deux divisions électriques.

1.6.1.2.4 Système d'alimentation de secours des générateurs de vapeur (ASG)

Le système ASG est constitué de 4 trains indépendants, assurant chacun l'alimentation en eau d'un générateur de vapeur par un réservoir ASG au moyen d'une pompe. Les réservoirs ASG contiennent de l'eau déminéralisée. Le barillet installé entre les quatre réservoirs à l'aspiration des pompes, normalement fermé, permet de mettre en commun la réserve d'eau des quatre trains. Le barillet installé entre les lignes d'injection au refoulement des pompes, normalement fermé, permet d'assurer l'alimentation de tous les générateurs de vapeur en cas, par exemple, de défaillance d'une pompe.

Les réservoirs et les pompes ASG se situent dans les bâtiments de sauvegarde.

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels principaux. De plus, afin de faire face aux situations de MDTG, les trains 1 et 4 sont également secourus par deux diesels d'ultime secours démarrés manuellement et diversifiés par rapport aux quatre diesels de secours principaux.

1.6.1.2.5 Système de refroidissement intermédiaire (RRI)

Le système RRI est constitué de 4 trains séparés et indépendants, chacun de ces trains ayant un rôle de barrière intermédiaire et d'extraction de chaleur des échangeurs des 4 trains RIS-RA par une boucle fermée de refroidissement équipée d'une pompe et d'un échangeur de chaleur (au refoulement de la pompe). La source froide est fournie par le système SEC (eau brute secourue).

Les boucles de refroidissement du RIS-RA sont indépendantes. Deux boucles séparées, appelées communs 1 (alimentés par le train 1 ou le train 2) et communs 2 (alimentés par le train 3 ou le train 4) permettent d'améliorer la fiabilité et la souplesse d'exploitation pour les autres circuits utilisateurs tels que PTR (traitement et refroidissement de l'eau des piscines) et RCV (contrôle chimique et volumétrique du réacteur). L'indépendance des trains RRI est assurée par des vannes d'isolement : la configuration des vannes permet aux communs d'être normalement en liaison avec l'un des deux trains et isolé de l'autre.

Les pompes et les échangeurs RRI sont situés dans les bâtiments de sauvegarde. Les pompes RRI sont elles-mêmes refroidies par de l'eau RRI.

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les générateurs diesel principaux.

1.6.1.2.6 Système d'eau brute secourue (SEC)

Le système SEC se compose de 4 trains séparés et indépendants, chacun de ces trains assurant l'extraction de chaleur des échangeurs RRI au moyen d'une pompe.

Les pompes SEC sont situées en station de pompage. Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants secourus par les diesels principaux.

1.6.1.2.7 Système de traitement et de refroidissement de l'eau des piscines (PTR)

Le système PTR est divisé en deux sous-systèmes : le système de refroidissement de l'eau de la piscine et le système de traitement de l'eau de la piscine.

Refroidissement de l'eau des piscines :

Ce sous-système se compose de deux trains principaux séparés et indépendants, assurant l'extraction de chaleur de la piscine de désactivation. Ils sont constitués de deux pompes redondées (assurant chacune 100% du débit) et d'un échangeur de chaleur.

Le système de refroidissement de l'eau de la piscine est également doté d'un troisième train afin d'assurer le secours en cas de perte des deux trains principaux. Ce troisième train comprend une pompe et un échangeur de chaleur. La chaîne de refroidissement liée à la troisième file PTR constitue une diversification par rapport à celle des trains principaux. Le système de refroidissement de l'eau de la piscine aspire et refoule dans la piscine de désactivation.

Les pompes et échangeurs principaux (l'échangeur est refroidi par le système RRI) se situent dans le bâtiment combustible. Chaque train principal est affecté à un commun RRI, et peut ainsi être refroidi par deux trains RRI. L'échangeur de chaleur associé à la troisième file est réfrigéré par une chaîne de refroidissement intermédiaire dédiée appartenant au système EVU, connectée à la source froide ultime (SRU).

Le système est alimenté électriquement par des trains indépendants. Chaque pompe peut être alimentée par deux trains électriques. Les trains principaux sont secourus par diesels principaux. Le troisième train est également secouru par les diesels d'ultime secours

(uniquement lorsque la tranche est dans les états E et F).

Système de traitement de l'eau des piscines : Le sous-système de traitement de l'eau des piscines est constitué d'une boucle de purification dédiée à la piscine de désactivation, d'une boucle de purification dédiée à la piscine réacteur et à l'IRWST et de boucles d'écumage pour la piscine réacteur et la piscine de désactivation (une boucle d'écumage par piscine). Le système comprend deux filtres à cartouche, un déminéraliseur et un filtre (afin de piéger les résines) utilisés pour purifier l'eau des piscines. Un filtre à cartouche additionnel est installé sur la boucle d'écumage de la piscine de désactivation.

Les mouvements d'eau entre l'IRWST, la piscine réacteur et les compartiments transfert BK et chargement du château de plomb sont assurés en partie par le système PTR (une partie étant aussi assurée par le RIS).

1.6.1.2.8 Système de contrôle volumétrique et chimique (RCV)

Le RCV assure le contrôle chimique (ex : boratation) et volumétrique (ex : appoint du circuit primaire), au moyen des fonctions suivantes : décharge, reprise des fuites aux joints des GMPP, charge, injection aux joints des GMPP.

Par la décharge, le RCV aspire le fluide d'une boucle primaire qui passe alors par un échangeur régénérateur et dans deux trains en parallèle, chaque train étant équipé d'un échangeur haute pression et d'un dispositif de détente haute pression.

Le système de reprise des fuites aux joints des GMPP est constitué d'un barillet collectant les fuites aux joints des quatre pompes, connecté au ballon RCV.

La ligne de charge comprend deux pompes de charge qui aspirent dans le ballon RCV ou l'IRWST, et injectent dans deux branches

chaudes et dans le pressuriseur (fonction d'aspersion auxiliaire).

L'injection aux joints des GMPP s'effectue au travers d'un barillet alimentant les joints des quatre pompes. Le fluide utilisé pour cette injection provient de la ligne de charge, via deux filtres disposés en parallèle (les deux filtres ne sont pas utilisés simultanément).

Le dispositif de contrôle chimique et volumétrique est constitué d'un ballon RCV, de filtres et déminéraliseurs regroupés dans le système de purification du réfrigérant primaire, et de liaisons avec le système de dégazage du réfrigérant, le système de stockage et de traitement du fluide primaire (TEP) et le système d'appoint en eau et en bore (REA).

L'échangeur régénérateur réchauffe la charge et refroidit la décharge. Il se trouve dans le bâtiment réacteur. Les échangeurs haute pression se trouvent également dans le bâtiment réacteur et sont associés à des communs RRI différents. Par conséquent, deux trains RRI sont disponibles pour le refroidissement de chaque échangeur. Les pompes de charge RCV se trouvent dans le bâtiment combustible et sont refroidies par RRI. Le ballon RCV est situé dans le bâtiment combustible.

L'alimentation électrique du système est assurée par deux trains différents. La plupart des actionneurs RCV sont secourus par les générateurs diesel principaux.

1.6.1.2.9 Système de vapeur et de transformation d'énergie

Groupe turbo-alternateur

Le groupe turbo-alternateur est conçu pour transformer l'énergie de la vapeur reçue des générateurs de vapeur en énergie électrique. Ce n'est pas un système de sûreté. Cependant, il est conçu pour déclencher automatiquement lors de la sollicitation des certaines protections du réacteur.

Circuit de Vapeur Principal (VVP) / Circuit de décharge à l'atmosphère (VDA)

Les circuits VVP / VDA ont notamment pour fonction :

- De fournir la vapeur principale à la turbine et aux autres utilisateurs de vapeur principale en salle des machines en fonctionnement normal,
- De participer à l'extraction de la puissance résiduelle vers le condenseur (s'il est disponible) ou vers l'atmosphère en phase d'arrêt de tranche ou en situations incidentelles ou accidentelles,
- D'assurer la protection des générateurs de vapeur contre les surpressions par mise à l'atmosphère de la vapeur en situations incidentelles ou accidentelles,
- De refroidir le primaire jusqu'à l'atteinte de la pression d'injection du RIS MP en cas d'APRP petite brèche ou de RTGV par relâchement de vapeur à l'atmosphère ou vers le condenseur (s'il est disponible),
- D'isoler la partie secondaire des générateurs de vapeur en cas d'accidents générant un appel excessif de vapeur,
- De confiner l'activité en cas de RTGV par isolement des lignes vapeur.

Le VVP est constitué de quatre trains identiques classés (un par GV). Chaque train se compose de :

- Une vanne d'isolement de vapeur principale,
- Un train de décharge à l'atmosphère, constitué d'une vanne de décharge et d'une vanne d'isolement (système VDA),
- Deux soupapes de sécurité,
- La tuyauterie menant du limiteur de débit du GV à la sortie des casemates des vannes vapeur principales,
- Les vannes classées et la tuyauterie de la ligne de conditionnement,
- Les vannes classées du système de récupération des condensats d'exploitation.

Condenseur principal

Le condenseur principal reçoit la vapeur détendue de la turbine et la refroidit grâce au système de refroidissement de tranche. Ce dispositif permet également d'évacuer la puissance du primaire pendant les phases d'arrêt et de redémarrage.

Le condenseur participe aussi à l'évacuation de la vapeur vive dans le cas de certains transitoires comme l'ilotage ou le déclenchement turbine.

Système de contournement de la turbine au condenseur

La conception de ce système n'est pas basée sur des impératifs de sûreté.

Il est principalement conçu pour :

- Éviter la sollicitation du système de décharge à l'atmosphère (VDA) et des soupapes du pressuriseur lors des transitoires comme l'ilotage, le déclenchement turbine ou l'arrêt automatique du réacteur,
- Éviter l'ouverture des soupapes VVP et éviter un échauffement excessif du primaire à la suite d'un arrêt automatique du réacteur,
- Extraire l'énergie stockée et la chaleur résiduelle du primaire de façon contrôlée lors des phases de refroidissement du primaire jusqu'aux conditions de connexion du RIS-RA,
- Faciliter la régulation de la pression secondaire lors du démarrage de la turbine et notamment au moment du couplage.

1.6.1.3 Description des systèmes participant à la mitigation des accidents graves

1.6.1.3.1 Système de ventilation de l'espace entre enceinte

Le système de ventilation de l'espace entre enceinte a pour fonctions :

- De maintenir en dépression l'espace entre enceinte en situation accidentelle afin de collecter les fuites de l'enceinte interne, en incluant le système de récupération des fuites externes des traversées sensibles,
- De rejeter l'air de l'espace entre enceintes à la cheminée de rejet après passage sur des préfiltres non radiosensibles, des filtres à particules haute efficacité et des pièges à iode,
- De retarder le relâchement de substances radioactives afin de profiter de la décroissance des produits de fission.

Le système de ventilation de l'espace entre enceinte est constitué de :

- Deux files classées de sûreté 100 %, physiquement séparées, équipées de préfiltres non radiosensibles, de filtres à très haute efficacité et de pièges à iode,
- Une file 100 % utilisée en exploitation normale, sans filtration iode mais dotée de filtres à particules haute efficacité. En cas d'accident grave, cette file est isolée par des registres motorisés et la ventilation est assurée par les files classées de sûreté.

1.6.1.3.2 Évacuation ultime d'énergie de l'enceinte (EVU)

Le système EVU est un moyen ultime de mitigation conçu pour limiter la pression dans l'enceinte de confinement et pour assurer l'évacuation de chaleur de l'enceinte et de l'IRWST en situations RRC-A et en cas d'accident grave.

Le système EVU est constitué de deux trains physiquement séparés (2 x 50% court terme / 2 x 100% long terme).

En cas d'accident grave, l'EVU n'est requis à 100 % de ses capacités que durant la phase court terme en vue de diminuer la pression dans l'enceinte de confinement. En phase de gestion long terme, un seul train suffit à extraire la chaleur résiduelle et à maintenir la pression de l'enceinte de confinement proche de la pression atmosphérique.

Le système EVU contribue à minimiser la production d'iode volatil depuis la phase aqueuse dans l'environnement de l'enceinte en injectant une base dans l'IRWST via le RIS au moyen d'éjecteurs (PCC-4 et RRC-A) ou au moyen d'une pompe volumétrique secourue sur batterie en accident grave (injection de soude dite « via EVU »).

Chaque train du système EVU est constitué :

- D'une ligne dédiée d'aspiration dans l'IRWST,
- D'une pompe et d'un échangeur - d'un système d'aspersion du dôme débouchant sur une rampe circulaire équipée de buses d'aspersion ayant pour mission de diminuer la pression et la température dans l'enceinte de confinement,
- D'un système de refroidissement de la ZEC (Zone d'Étalement du Corium) constitué :
 - D'une ligne de noyage passif, située dans des compartiments séparés entre la zone d'étalement et l'IRWST, qui assure un noyage passif de la zone d'étalement par l'IRWST à l'arrivée du corium, par écoulement gravitaire lorsque la vanne passive est ouverte.
 - D'une ligne de recirculation permettant l'orientation du débit EVU vers l'IRWST,
 - D'une boucle de refroidissement intermédiaire dédiée par train EVU permettant d'assurer l'extraction de

la chaleur résiduelle de l'enceinte de confinement via les échangeurs EVU. Cette chaîne de refroidissement intermédiaire est elle-même refroidie par le système SRU (source froide ultime),

- D'un circuit d'injection de soude.

Les trains EVU et leurs chaînes de refroidissement dédiées sont alimentés par des trains électriques indépendants secourus par les diesels d'ultime secours.

1.6.1.3.3 Système de contrôle de l'hydrogène (ETY)

Le concept de contrôle de l'hydrogène est basé sur l'utilisation de recombineurs catalytiques passifs répartis dans le bâtiment réacteur. Leur disposition permet de faciliter la convection globale dans l'enceinte durant leur utilisation.

Les recombineurs catalytiques passifs entrent spontanément en action lorsque la concentration en hydrogène sur les surfaces catalytiques dépasse un seuil minimum.

Par ailleurs, des volets, des disques de convection et des disques de rupture permettent de mettre en communication les compartiments de service avec les compartiments équipements en homogénéisant l'atmosphère de l'enceinte afin de diminuer la concentration maximale en hydrogène et afin de limiter les changements sur les structures internes en cas d'APRP ou de RTV.

1.6.1.3.4 Système de refroidissement du radier (EVU)

Le système de refroidissement du radier est dédié au noyage du corium. Durant la phase de noyage passif du corium, l'eau traverse d'abord les canaux de refroidissement. La structure de refroidissement est composée de blocs d'acier massif. La partie basse de ces blocs forme des canaux de réfrigération de section rectangulaire.

L'eau est amenée aux canaux de refroidissement par une canalisation centrale,

qui connecte les deux cavités symétriques renfermant les dispositifs de noyage du corium. A la périphérie, les canaux débouchent sur un volume libre.

Après l'arrivée du corium dans la zone d'étalement et l'ouverture du dispositif de noyage, l'eau de l'IRWST remplit, par gravité, d'abord la canalisation centrale, puis les canaux de refroidissement, et enfin le volume libre latéral.

Cette circulation passive est établie jusqu'à l'équilibrage des colonnes d'eau entre la zone d'étalement et l'IRWST. L'eau s'évapore au contact du corium, la vapeur produite étant relâchée dans l'enceinte de confinement. Par conséquent, l'aspersion par EVU permet alors de diminuer la pression et d'évacuer la puissance résiduelle de l'enceinte.

1.6.1.3.5 Système de dépressurisation en situation d'accident grave

Ce système comprend deux vannes de décharge permettant de dépressuriser le circuit primaire en cas d'accident grave. Ces vannes sont installées sur une ligne connectée à la phase vapeur du pressuriseur par un piquage dédié.

Ces deux vannes en série sont connectées en aval du piquage pressuriseur et en amont de la ligne de décharge menant au réservoir de décharge du pressuriseur. Ces vannes sont fermées en fonctionnement normal.

1.6.2 Maîtrise des situations de crise

La directive interministérielle du 7 avril 2005 sur l'action des pouvoirs publics en cas d'événement entraînant une situation d'urgence radiologique indique qu'il est du devoir des exploitants et des pouvoirs publics de prévoir et d'organiser le dispositif à déployer en cas d'événement susceptible

d'entraîner une situation d'urgence radiologique.

Dans le domaine de la gestion d'une crise nucléaire, une bonne coordination entre l'exploitant et les pouvoirs publics, et une information adéquate des autorités et des populations pouvant être concernées par l'application des mesures de protection ou de restauration de toute nature ont une importance fondamentale. En effet, elles permettent, d'une part, de faciliter l'application des diverses dispositions à prendre en fonction de la nature de l'événement, d'autre part, d'éviter des inquiétudes injustifiées au sein de la population.

Il est donc essentiel que les exploitants et les différentes autorités responsables, à tous les niveaux, aient une connaissance claire de l'organisation et du fonctionnement en situation de crise, afin que les actions qu'il y aurait lieu de conduire soient appropriées à la situation. C'est pourquoi l'efficacité de l'organisation générale de crise et la bonne coordination entre tous les intervenants sont testées périodiquement par des exercices de simulation, réalisés au plan local comme au plan national. Ils concernent les dispositifs d'alerte, la gestion technique des accidents, les interactions entre intervenants, ...

Si un accident survient sur une tranche nucléaire, la gestion des situations de crise prévoit la mise en œuvre d'une Organisation Nationale de Crise (ONC), définie avec les pouvoirs publics, pour appuyer l'équipe de conduite en poste et maîtriser au mieux la situation. L'objectif principal est de limiter les conséquences sur l'environnement et les personnes d'un accident éventuel.

Cette organisation de crise est mobilisée sur le site de Flamanville suite au déclenchement du Plan d'Urgence Interne (PUI).

Un PUI est une obligation réglementaire, dont l'objectif est de couvrir les situations présentant un risque notable sur la sûreté des

installations, pouvant conduire ou pas à des rejets radioactifs dans l'environnement.

Les situations couvertes sont les suivantes :

- PUI Sûreté Radiologique, qui couvre les situations où la sûreté de l'installation est significativement affectée, où il y a risque de relâchement d'activité dans les installations et/ou dans l'environnement, ainsi que les cas d'incendie en zone contrôlée, d'évacuation de la salle de commande ou d'événement sur une tranche,
- PUI Sûreté Aléas Climatiques et Assimilés (ou PUI SACA), qui couvre les situations d'aléas climatiques et assimilés (inondation, hydrocarbures, algues, par exemple), ainsi que les cas d'événements pouvant affecter plusieurs tranches,
- PUI Toxique, qui couvre les situations de dégagement gazeux de produits dangereux internes ou externes à l'installation,
- PUI Incendie Hors Zone Contrôlée, qui couvre les situations de feu confirmé par le Chef des secours hors zone contrôlée,
- PUI Secours Aux Victimes, qui couvre les situations qui déplorent au moins 5 blessés graves ou morts.

Le Plan Sûreté Protection est le plan d'actions permettant de gérer les cas d'actes de malveillance avérée pour les installations ou le personnel. Il est basé sur le PUI Sûreté Radiologique et intègre les actions spécifiques à la lutte contre la malveillance. Un PUI entraîne la mobilisation immédiate des moyens matériels et humains permettant d'aider le personnel de conduite à maîtriser la situation tant sur le plan technique que sur le plan de la protection des personnes et du secours aux blessés. Le déclenchement du PUI entraîne également la mobilisation de l'Autorité de sûreté nucléaire et de l'IRSN (son appui technique), ainsi que l'information du Préfet qui met en place une organisation de veille, à travers le plan particulier d'intervention.

L'organisation mise en œuvre repose sur une organisation de crise qui doit permettre d'alerter et mobiliser les ressources afin :

- De maîtriser la situation et en limiter les conséquences,
- De protéger, porter secours et informer le personnel,
- D'informer les pouvoirs publics,
- De communiquer.

Les intervenants du PUI sont des agents spécialement formés et entraînés qu'il est possible de joindre en permanence sur le site ou à leur domicile par un système d'astreinte. Diverses tâches sont réparties entre plusieurs groupes opérationnels dont les missions sont définies de façon précise afin d'éviter toute improvisation dans l'action. De plus, ce PUI fait l'objet d'une information régulière à tout le personnel.

Des exercices à l'intérieur de l'installation, ou en collaboration avec les pouvoirs publics, sont effectués périodiquement sur le site de Flamanville.

Sur la base du retour d'expérience de l'accident de Fukushima-Daiichi, l'organisation de crise est renforcée avec la existence de la Force d'Action Rapide du Nucléaire (FARN) qui garantit le déploiement rapide de moyens humains sur site et la mise à disposition d'équipements mobiles spécifiques (voir § 1.7.2.4.).

EDF est responsable du déclenchement de l'alerte initiale, de la mise en œuvre des actions sur le site, de la fourniture des informations sur l'état des installations, des mesures d'activité dans l'environnement sur le site et des prévisions de rejets.

En outre, les pouvoirs publics sont responsables du Plan Particulier d'Intervention (PPI, complémentaire au plan d'Organisation de la Réponse de Sécurité Civile - ORSEC) pour faire face aux risques particuliers générés par l'installation. Le PPI est élaboré et mis en application sous la

responsabilité du Préfet qui a la charge de la conduite des opérations en cas d'accident. Le PPI doit en particulier comporter les mesures d'information et de protection prévues au profit des populations (moyens d'alerte, bouclage de la zone, mesures sanitaires, de confinement ou d'évacuation, si nécessaire).

Il comprend également les renseignements nécessaires aux autorités responsables de l'intervention et de l'information, en particulier :

- L'inventaire complet des moyens disponibles (transport, secourisme, hôpitaux, ...),
- La définition de la structure de commandement, avec l'emplacement des « postes de commandement » et des « centres de regroupement » ainsi que les fiches réflexes pour chacun des services intervenants,
- Le schéma de liaisons à mettre en œuvre (réseau de transmission radio et filaires),
- Les documents cartographiques nécessaires.

En cas de situation anormale sur le CNPE, le PPI prévoit différentes phases :

- **La phase de vigilance** (posture de veille),

La posture de veille débute lorsque l'exploitant déclenche son PUI. Celui-ci peut être activé pour faire face à un sinistre classique et ne signifie pas nécessairement l'existence d'un risque radiologique réel pour les populations. Mais, selon la convention d'information réciproque, l'exploitant se doit d'en informer le Préfet qui, s'il le juge nécessaire, peut adopter une posture de veille en cas d'évolution de la situation. Le préfet de la Manche a la possibilité d'engager tout moyen qu'il jugerait utile y compris durant cette phase de veille

- **La phase réflexe,**

La décision d'activation du PPI en phase réflexe est prise par le Préfet lorsque l'on se trouve en situation de « cinétique rapide », c'est-à-dire lorsqu'un rejet radioactif est en

cours (avéré) ou imminent pouvant survenir en moins de 6 heures suivant l'accident / accident au CNPE. Pour prendre cette décision et en l'absence d'expertise nationale et de conseils de la part de l'autorité de sûreté nucléaire dans les premières heures de la crise, le Préfet s'appuie principalement sur les informations transmises par l'exploitant. En phase réflexe et d'après la convention d'information réciproque, le Préfet de la Manche donne délégation à l'exploitant du CNPE de Flamanville pour déclencher les dispositifs d'alerte aux populations (sirènes et SAPRE) dans le rayon de 2 km. L'exploitant informe à posteriori et sans délai l'autorité préfectorale.

Cette zone d'urgence absolue se réfère à la logique d'un accident à cinétique rapide pour lequel sont prises des mesures prédéterminées et conservatoires dont typiquement :

➤ **la mise à l'abri totale des populations concernées dans la zone de 0 à 2 kms autour du site.**

➤ **la mise à l'écoute (radio, télévision) des populations concernées dans la zone de 0 à 2 kms autour du site.**

- **La phase immédiate,**

En fonction de l'atteinte de certains critères techniques, l'exploitant pourra être conduit à alerter les populations pour une mise à l'abri et à l'écoute en phase réflexe sur un rayon de 2 km. Le Préfet pourra ensuite décider, si la situation le justifie, l'évacuation des populations sur un rayon de 5 km :

- l'évacuation sur un rayon de 5 km.

Ces premières actions de protection pourront ensuite être complétées par des actions relevant de la phase concertée.

- **La phase concertée,**

Il s'agit là d'une phase où des rejets radioactifs sont envisageables mais à plus longue échéance (plus de 6 heures), c'est-à-dire qu'il possède une «cinétique lente». On dit alors que la mise en œuvre des dispositions du PPI est faite en phase concertée. En effet,

le Préfet a le temps de bénéficier de l'avis et de l'expertise des différents centres et cellules de crise pour décider de l'engagement des mesures les plus adaptées à la situation. Il convient d'assurer une montée en puissance de l'organisation de crise. Le COD se met donc en place et les moyens sont pré-positionnés. Les mesures de protection des populations sont :

➤ **l'évacuation de la population dans la zone de 0 à 5 km**

➤ **la mise à l'abri, totale ou partielle, et à l'écoute de la population dans la zone de 5 à 20 km**

Les 4 communes situées dans le rayon de 5 km autour du CNPE sont Flamanville, Les Pieux, Siouville-Hague et Tréauville.

- **La phase post-accidentelle :**

La période d'urgence est couverte par le PPI et se termine avec le retour à l'état sûr de l'installation et la fin des rejets. On passe alors dans la phase post-accidentelle qui est celle du traitement des conséquences de l'événement. Elle se compose :

- d'une période de transition qui peut durer de quelques semaines à quelques mois après l'accident et qui est marquée par une méconnaissance de l'état réel de la contamination de l'environnement et des personnes.

- d'une période de long terme qui peut durer jusqu'à plusieurs dizaines d'années après l'accident et est caractérisée par une contamination durable des territoires et un risque d'exposition durable des personnes. Les mesures à adopter lors de cette phase post-accidentelle sont envisagées, autant que possible, dès la mise en œuvre du PPI.

Information du public en situation de crise

L'article R 125-9 et suivants du Code de l'environnement (abrogeant le décret n° 90-918 du 11 octobre 1990 modifié) pris en application de la loi n° 87-567 du 22 Juillet 1987 relative à l'organisation de la sécurité civile, à la protection de la forêt contre

l'incendie et à la prévention des risques majeurs fixent le contenu et la forme des informations auxquelles doivent avoir accès les personnes susceptibles d'être exposées à des risques majeurs, ainsi que les modalités selon lesquelles les informations sont portées à la connaissance du public.

Ils prévoient notamment :

- que l'information donnée aux citoyens sur les risques les concernant est consignée dans un dossier synthétique établi par le préfet, reprenant notamment les informations éventuelles contenues dans le Plan Particulier d'Intervention,
- que le maire a la charge d'établir un document d'information concernant les mesures de sauvegarde propres aux risques pouvant affecter la commune, notamment les mesures de sauvegarde qu'il a prises en vertu de ses pouvoirs.

Ces documents ont été élaborés pour les tranches 1 et 2 existantes et portés à la connaissance des populations résidant dans l'environnement du CNPE. Ils seront révisés et diffusés lors de la mise en service de la nouvelle tranche.

En situation de crise, l'information des populations environnantes sur l'événement et

les mesures sanitaires décidées est faite dans le cadre du PPI.

Information des populations par le CNPE

La sirène d'alerte des populations répondant aux normes de « Système National d'Alerte » est déclenchée depuis le site pour protéger les populations par une mise à l'abri à l'intérieur des locaux.

Cette information est complétée par une alerte téléphonique des populations résidant dans le périmètre d'urgence.

Les responsables du CNPE diffusent des communiqués de presse relayés par les médias sur l'évolution de la situation et les mesures prises pour ramener l'installation dans un état sûr et limiter les rejets dans l'environnement.

Information des populations par les pouvoirs publics

Des voitures munies de haut-parleurs diffusent les messages d'alerte sous la responsabilité de la mairie concernée et/ou de la Préfecture.

Les organismes publics (écoles, ...) sont informés par la mairie concernée, les entreprises par la Préfecture.

1.7 ANALYSE DU RETOUR D'EXPERIENCE D'INSTALLATIONS ANALOGUES

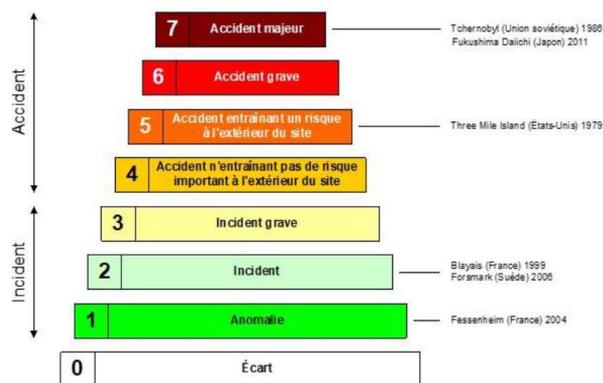
1.7.1 Définition et rôle du retour d'expérience

Le Retour d'EXpérience (ou REX) consiste à recenser systématiquement tout écart faible ou important à une situation normale ou un référentiel, avec pour objectif premier d'identifier ceux susceptibles de conduire à une dégradation significative de l'installation, voire une situation incidentelle ou accidentelle.

Bien analyser les causes de ces écarts (défaillance humaine, défaillance matérielle, défaut d'entretien ou de maintenance, non-respect d'une procédure, etc.) permet de mettre en place des parades, évitant leur renouvellement sur la même installation ou sur une autre installation du même type. L'efficacité du retour d'expérience est un maillon essentiel dans la recherche permanente du maintien d'un haut niveau de sûreté des installations nucléaires. Une caractéristique du parc EDF des réacteurs à eau sous pression est sa standardisation, qui présente l'avantage d'un partage du retour d'expérience. L'EPR bénéficie du retour d'expérience des 56 réacteurs du parc.

Sur le parc nucléaire d'EDF, il est dénombré environ 10 000 événements intéressant la sûreté par an (c'est-à-dire à un écart par rapport au comportement attendu ou au référentiel, mais qui sont sans impact sur la sûreté) et environ 500 événements jugés significatifs pour la sûreté, selon des critères de déclaration fixés par l'ASN.

Ces événements significatifs sont classés par ordre croissant de gravité selon l'échelle INES (International Nuclear Event Scale), qui est utilisée au plan international depuis 1991 et comporte 8 niveaux.



Échelle INES (© EDF)

Par ailleurs, les incidents les plus significatifs sur les réacteurs nucléaires d'EDF, une fois analysés, alimentent une base de données internationale nommée l'Incident Reporting System, sous l'égide de l'Agence Internationale de l'Energie Atomique (AIEA). Cette base constitue une source d'échange d'information importante sur les incidents qui surviennent sur les réacteurs des différents pays.

Chez EDF, l'Unité Nationale d'Ingénierie en Exploitation (UNIE) assure le pilotage technique du retour d'expérience en :

- Collectant l'ensemble des informations issues des Centre Nucléaire de Production d'Électricité (CNPE), des groupes métiers, de la Direction du Parc Nucléaire et Thermique (DPNT), des unités de la Direction Ingénierie et Projets Nouveau Nucléaire (DIPNN), de l'international, ...
- Hiérarchisant ces informations avant de les communiquer aux groupes métiers pour analyse
- Proposant aux instances décisionnelles le cadrage du traitement pour validation.

L'UNIE met à disposition des sites et de la DPN toutes ces informations consolidées (alertes,

analyses, affaires, projets, bilans, comptes rendus des comités techniques, programmes pluriannuels...) et réalise également la déclaration à l'ASN des événements significatifs génériques (c'est-à-dire qui affectent plusieurs réacteurs du parc).

Ce retour d'expérience permet d'identifier les incidents précurseurs d'accidents plus graves afin d'anticiper sur la mise en œuvre des mesures correctives nécessaires, de vérifier que les modifications éventuelles n'ont pas d'effet pervers avant de les généraliser sur un ensemble de réacteur du même type et enfin d'homogénéiser le niveau de sûreté des tranches.

Les enseignements tirés du retour d'expérience peuvent ainsi engendrer des améliorations sur les équipements ou les systèmes, sur la formation du personnel, sur les règles de conduite ou le processus maintenance et ces enseignements permettent de réduire la fréquence des incidents.

La liste des événements, incidents ou accidents décrits ci-après n'est pas exhaustive, mais comprend la description et les éventuels enseignements tirés des accidents les plus emblématiques d'entre eux.

1.7.2 Retour d'expérience

international

1.7.2.1 Accident de Three Mile Island (USA)

Description de l'accident

L'accident survenu sur le réacteur n° 2 de type REP de la centrale de Three Mile Island (TMI) aux États-Unis le 28 mars 1979 a commencé par une défaillance de l'alimentation normale en eau des générateurs de vapeur. Le déroulement de ce transitoire a conduit à l'arrêt automatique du réacteur, à l'augmentation de la pression dans le circuit primaire puis à l'ouverture de la vanne de décharge du pressuriseur.

Deux autres défaillances aggravantes se sont ensuite produites :

- La vanne de décharge a reçu l'ordre de se fermer, mais elle est restée coincée ouverte,
- L'alimentation de secours des générateurs de vapeur a été dans l'incapacité de réalimenter les générateurs de vapeur, par suite d'une erreur de maintenance préexistante.

Du fait de l'enchaînement de ces défaillances multiples et de la philosophie de la conduite accidentelle à cette époque (approche événementielle pour laquelle une stratégie de conduite était adoptée seulement après avoir effectué un diagnostic précis de l'accident), l'équipe de conduite n'a pas été en mesure de rétablir immédiatement la situation. Ceci a conduit au découvrage du cœur et à la fusion d'environ 45 % du combustible. Toutefois et malgré cet état très dégradé du cœur, les conséquences radiologiques immédiates dans l'environnement ont été minimales principalement en raison du fait que l'enceinte de confinement a parfaitement joué son rôle. On estime qu'un individu qui aurait séjourné en permanence à la limite du site dans la direction du vent durant toute la période des rejets aurait reçu une dose maximale de 1 mSv.

Cet incident a été classé au niveau 5 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Enseignements tirés

Cet accident, beaucoup plus riche en enseignements pour les réacteurs occidentaux que ne l'a été la catastrophe de Tchernobyl, a tout d'abord apporté une confirmation du bienfondé des règles de sûreté appliquées aux réacteurs à eau pressurisée. En effet, si le réacteur a été définitivement endommagé lors d'une succession non prévue d'événements menant à une dégradation du cœur, le personnel d'exploitation et les populations environnantes ont été protégés, grâce

essentiellement à la qualité du confinement. Toutefois, cet accident a fait apparaître qu'un incident banal peut dégénérer en accident grave et il a mis en évidence un certain nombre de points à approfondir comme :

- Les possibilités de défaillances de cause commune et d'erreurs humaines,
- L'identification des états dégradés de la chaudière et du cœur,
- L'intérêt de poursuivre les études de scénarios accidentels jusqu'au retour à l'état sûr,
- La nature et la présentation des informations à fournir aux opérateurs (aide au diagnostic),
- La formation de ces opérateurs.

Les évolutions en matière de sûreté, après TMI, concernent principalement l'interface homme-machine et la redondance humaine, la prise en compte des défaillances multiples, la prise en compte des accidents graves, les études probabilistes de sûreté et enfin au développement de l'approche par états (qui consiste, par opposition à l'approche événementielle, à se limiter à surveiller les paramètres fondamentaux du réacteur et à mener des actions par itération dans le cadre des procédures de conduite accidentelles).

1.7.2.2 Accident de la centrale de Tchernobyl (Ukraine)

Description de l'accident

L'accident survenu sur le réacteur n° 4 de la centrale de Tchernobyl en Ukraine, le 26 avril 1986 est principalement dû à la conception des réacteurs de type RBMK (initiales des mots russes signifiant Réacteur Bouillant de Grande Puissance), à des carences importantes en matière de clarté des règles de conduite et des spécifications techniques d'exploitation (qui ont conduit à une succession d'erreurs de conduite de la part des opérateurs) et d'une manière générale à une culture de sûreté nettement insuffisante.

Un RBMK est un réacteur modéré au graphite, refroidi par de l'eau bouillante circulant dans 1 881 tubes de force (enceinte sous pression).

Le pilotage de la puissance de ce type de réacteur s'effectue à l'aide d'environ deux cents barres de commande entraînées par des moteurs. Or, dans certaines situations particulières, l'insertion de ces barres de commande, censées faire diminuer la réactivité du cœur entraîne l'effet exactement inverse. Ce grave problème de conception, identifié sur d'autres réacteurs RBMK mais qui n'a malheureusement pas été pris en compte (défaut de retour d'expérience et de culture de sûreté) ainsi que le caractère instable de ce type de réacteur lorsqu'il fonctionne à faible puissance ont largement contribué au déclenchement de l'accident.

L'emballement extrêmement rapide et totalement incontrôlé du réacteur (défaut de maîtrise de la réactivité) qui s'est produit lors de la réalisation d'un essai de sûreté, à un moment où il n'aurait pas dû être effectué et en inhibant un certain nombre de moyens de protection, a entraîné son explosion brutale ainsi que celle de l'enceinte de confinement.

Cette explosion a entraîné des rejets immédiats puis différés d'une très grande quantité de matières radioactives. Les rejets ont eu des conséquences sanitaires très importantes, en particulier un excès très net des cancers de la thyroïde chez l'enfant. A ces rejets importants, s'ajoute le fait que la confusion était telle que les mesures de protection des populations les plus exposées (en particulier en Ukraine, en Russie et en Biélorussie) ont été pour leur majorité prise trop tardivement pour être réellement efficaces.

Cet accident a été classé au niveau 7 (niveau maximal) de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES). Il demeure à ce jour l'un des plus graves accidents jamais survenus sur une installation nucléaire civile.

Enseignements tirés

En premier lieu, un grand nombre de mesures ont été définies pour améliorer la sûreté des autres réacteurs RBMK en service. Cependant, compte tenu des différences de conception très importantes existants entre les réacteurs de type RBMK et ceux de type REP, l'étude de cet accident n'a pas remis en cause les fondements de la sûreté des réacteurs des pays occidentaux et en particulier des réacteurs du parc d'EDF.

En effet, les réacteurs REP sont dotés de systèmes d'arrêt d'urgence rapides, ils bénéficient d'un grand nombre d'automatismes et ils sont généralement qualifiés « d'intrinsèquement sûr » : pour des considérations physiques qui dépasseraient largement le cadre de cette étude de maîtrise des risques, un REP est beaucoup plus stable puisqu'il met à profit des « contre réactions neutroniques » qui permettent de réguler naturellement (sans aucune action humaine) la puissance du cœur et par ailleurs, l'insertion des barres de commande ne peut en aucun cas apporter de la réactivité au lieu d'en retirer.

Quoi qu'il en soit et d'une manière générale, cet accident a mis en évidence la nécessité :

- D'une réflexion profonde sur les caractéristiques minimales d'une bonne organisation de la sûreté dans un pays,
- D'explication de la notion de culture de la sûreté et de son appropriation par les exploitants,
- D'une approche plus réaliste mais plus complète des évaluations des rejets accidentels possibles et de leurs effets,
- De mettre à jour les possibilités d'accidents de réactivité sur les installations,
- Des exigences de transparence de l'information pour les personnes du public, et sa protection en cas d'accident.

Ces enseignements ont par exemple entraînés la création d'une échelle de gravité nationale des événements de sûreté permettant de

mieux percevoir l'ampleur des risques associés (échelle INES).

1.7.2.3 Évènement de la centrale de Forsmark (suède)**Description de l'accident**

Le 25 juillet 2006, le réacteur n° 1 de type BWR (« réacteur à eau bouillante ») de la centrale nucléaire suédoise de Forsmark s'est arrêté automatiquement à la suite d'un court-circuit sur le réseau d'alimentation électrique externe.

Une anomalie sur un système d'alimentation électrique (onduleur/redresseur) a empêché, durant cet incident, le démarrage de deux des quatre groupes électrogènes de secours chargés de prendre le relais de l'alimentation électrique externe dans une telle situation. Les systèmes de sécurité, assurant notamment le refroidissement et l'arrêt automatique du réacteur, ont néanmoins fonctionné normalement.

Les groupes électrogènes défectueux ont pu être redémarrés manuellement 23 minutes plus tard.

Cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle INES. Ce niveau correspond à une « anomalie sortant du régime de fonctionnement autorisé sans conséquence pour l'homme et l'environnement ».

Enseignements tirés

Une première analyse de cet incident et du retour d'expérience pour le parc EDF a été effectuée dès le 15 septembre 2006. Bien que les réacteurs d'EDF soient de conception différente, cette analyse a conduit à définir plusieurs actions, notamment une analyse complémentaire de la transposition de l'évènement au parc EDF. L'analyse complémentaire de l'évènement de Forsmark et l'analyse de robustesse du parc EDF face à un transitoire équivalent ont été rapidement transmis à l'Autorité de Sûreté Nucléaire. Suite à cette analyse, EDF s'est engagé à mettre en œuvre deux actions :

- Un réexamen du calage des protections des ensembles redresseurs-onduleurs sensibles pour la sûreté (actions court terme),
- Une revue technique sur la sensibilité des protections des matériels et systèmes de sûreté vis à vis des perturbations du réseau électrique (actions long terme).

L'objectif de ces actions, destinées à améliorer la sûreté de l'ensemble des centrales nucléaires d'EDF (quel que soit leur type, y compris les réacteurs de type EPR de dernière génération), est de vérifier leur robustesse vis à vis des perturbations électriques, qu'elles soient d'origine externe (dues au réseau) ou interne, et de conforter la démonstration de la sûreté des CNPE dans le cas d'initiateurs enveloppes définis dans le cadre des études (englobant l'initiateur type Forsmark).

Suite à cet événement, EDF a choisi, sur l'EPR Flamanville 3, de diversifier les alimentations électriques de chaque système de contrôle-commande dans les divisions de l'îlot nucléaire par une double alimentation électrique continue et alternative. Cette diversification pallie le risque de mode commun sur les sources électriques.

1.7.2.4 Accident de la centrale de Fukushima Daiichi (Japon)

Description de l'accident

Le 11 mars 2011, le site nucléaire de Fukushima-Daiichi, comportant six réacteurs à eau bouillante (REB), a été touché par un tsunami d'une hauteur d'environ quinze mètres, induit par un tremblement de terre sous-marin dont l'épicentre est situé au large des côtes nord-est de l'île de Honshu (magnitude 9 sur l'échelle de Richter).

La protection du site étant dimensionnée pour 5,7 mètres, l'énorme vague de 14 mètres a conduit au noyage de la station de pompage (source froide) et de la plateforme usine, en particulier des lignes et locaux de distributions électriques (sources externes)

ainsi que des diesels de secours (sources internes) et des parades initialement prévues pour faire face à une perte totale des alimentations électriques (ici non robustes aux inondations).

Ainsi, sans aucune possibilité de refroidissement (pertes électriques cumulée à la perte de la turbopompe d'alimentation de secours en eau des générateurs de vapeur), une fusion partielle du cœur a commencé le jour de l'accident sur le réacteur n° 1. Sur les réacteurs 2 et 3, un refroidissement par les turbopompes ASG (alimentées par de la vapeur) restées disponibles a retardé la fusion du combustible.

L'hydrogène produit par la détérioration du combustible a généré des explosions sur les réacteurs 1 et 3, ce qui a compliqué les interventions. La montée en pression des enceintes de confinement a nécessité leur décompression volontaire. Pendant ces périodes de mise à l'atmosphère, des débits d'équivalent de doses de 12 mSv/h ont été mesurés en limite de site (à titre de comparaison, la limite annuelle réglementaire des travailleurs est de 20 mSv/an).

Enseignements tirés

Le noyau dur :

Après l'accident nucléaire survenu sur la centrale de Fukushima Daiichi le 11 mars 2011, l'ASN a demandé aux exploitants d'INB de mener des Evaluations Complémentaires de la Sûreté (ECS) de leurs installations nucléaires vis-à-vis d'événements de même nature que ceux survenus à Fukushima. Les résultats de ces évaluations ont été transmis à l'ASN en septembre 2011.

A l'issue de ces évaluations complémentaires, l'ASN a fixé de nouvelles exigences réglementaires à EDF, dont la mise en place d'un « noyau dur » de dispositions matérielles et organisationnelles avec pour objectif d'éviter des rejets radioactifs massifs et des effets durables dans l'environnement pour des situations extrêmes potentiellement

consécutives à une agression externe extrême.

Le noyau dur est un ensemble de moyens matériels et organisationnels robustes visant à éviter des rejets radioactifs massifs et des effets durables dans l'environnement pour des situations potentiellement consécutives à une agression externe extrême.

Cet objectif concerne les rejets de produits de fission à vie longue, afin de limiter la mise en œuvre de contre-mesures durables sur les populations.

Les agressions externes extrêmes (i. e. dont le niveau de sévérité dépasse celui considéré dans le référentiel de sûreté des installations) prises en compte sont les suivantes :

- le séisme,
- l'inondation (dont pluies de forte intensité) et les phénomènes naturels pouvant être liés à l'inondation (vents extrêmes, foudre, grêle),
- la tornade.

Les situations extrêmes supposées pouvoir résulter de ces agressions, et prises en compte pour la définition du noyau dur sont les suivantes :

- la perte totale des alimentations électriques du site n'appartenant pas au noyau dur,
- la perte totale de la source froide du site n'appartenant pas au noyau dur,
- le cumul de la perte totale des alimentations électriques et de la perte totale de la source froide n'appartenant pas au noyau dur.

La Force d'Action Rapide Nucléaire :

Sur la base du retour d'expérience de l'accident de Fukushima-Daiichi, l'organisation de crise est renforcée.

Pour que l'EPR Flamanville 3 puisse faire face à un accident du type de Fukushima-Daiichi, le renforcement de l'organisation de crise nationale et locale nécessite entre autres d'être capable d'amener de l'extérieur une aide humaine et matérielle, d'où la création de

la Force d'Action Rapide Nucléaire (FARN), avec les dispositifs de raccordements eau et électricité nécessaires.

Au regard de l'accident de Fukushima-Daiichi, il a été retenu que l'ensemble des contraintes prévues au titre de l'organisation pouvait être dans l'impossibilité d'intervenir dans des conditions d'opérabilité suffisante.

Les moyens mis en œuvre par l'organisation de crise demandés par le CNPE et décidés par PCD-N, permettent l'intervention de la FARN, en appui et/ou en relève des équipes de conduite et en substitution des autres acteurs du PUI.

Elle est dimensionnée en ressources humaines pour prendre le relais de l'équipe de conduite dans les domaines de la conduite, de la maintenance et de la logistique en intervenant avec des moyens autonomes, pour ne pas dépendre des installations existantes potentiellement défaillantes.

Lors de l'intervention, l'équipe FARN projetée est constituée de :

- l'équipe de reconnaissance qui se déploie à partir de l'État-major national,
- quatre colonnes issues des 4 CNPE qui accueillent les services régionaux de la FARN.

1.7.3 Retour d'expérience national

Un certain nombre d'incidents en France ont également été porteurs d'enseignements vis-à-vis de la conception ou de l'exploitation des réacteurs.

Les incidents présentés ci-dessous, sélectionnés parmi les événements nucléaires nationaux les plus marquants, permettent d'illustrer la démarche de prise en compte du retour d'expérience pour le projet EPR de Flamanville 3.

1.7.3.1 Inondation du site du Blayais

Description de l'accident

La tempête du 27 décembre 1999 a conduit à une inondation sur le Centre Nucléaire de Production d'Électricité (CNPE) du Blayais d'une ampleur sans précédent sur un site nucléaire français. L'incident n'a pas eu de conséquences sur l'environnement et le refroidissement des réacteurs a toujours été assuré. Toutefois, cette inondation a notamment entraîné la perte d'une des voies redondantes du circuit d'eau brute SECourue (SEC) de la tranche n° 1 et a affecté des locaux contenant des circuits de sûreté nécessaires en cas d'accident (l'alimentation de secours en eau du circuit primaire principal et l'aspersion de l'enceinte de confinement).

Cet incident a été classé au niveau 2 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Enseignements tirés

La protection du site du Blayais et de chaque CNPE contre les risques d'inondation d'origine externe a été réexaminée d'abord en établissant un état des lieux des protections actuelles contre le risque d'inondation, puis en réévaluant la méthodologie initiale d'analyse du risque d'inondation et enfin en reconsidérant la caractérisation des différents risques d'inondation et l'adéquation des moyens de protection prévus à l'origine.

Ces études de sûreté ont entraîné :

- une actualisation de la Cote Majorée de Sécurité (CMS) et donc des dispositifs de protection du site contre ce risque (au Blayais en particulier, les digues ceinturant le site ont fait l'objet de rehaussements, d'enrochements à l'aide d'éléments plus gros et de végétalisations un mur pare houle a été implanté sur l'arase de la digue en front Gironde),
- un renforcement des protections des stations de pompage vis-à-vis de la CMS par une recherche des cheminements possibles d'entrée d'eau (au Blayais, un

voile béton a été ajouté de part et d'autre de l'ouvrage de rejets et les moyens de détection d'une éventuelle inondation dans les locaux de pompage de l'eau brute ont été améliorés),

- un renforcement des dispositifs de protections vis-à-vis des autres risques d'inondations externes (houle, tsunami, intumescences, pluies, nappe phréatique, rupture d'ouvrages...),
- un réexamen des dispositions d'exploitation intégré dès la conception pour l'EPR (systèmes d'alerte et procédures spécifiques de conduite en cas d'inondation), et enfin,
- des plans d'actions locaux pour chaque CNPE afin de compléter les actions précédentes.

Les choix techniques permettant de se prémunir contre les inondations reposent sur des protections fixes qui sont privilégiées chaque fois que les délais d'alerte sont courts ou que les risques vis-à-vis de la sûreté et de la disponibilité en cas d'inondation sont importants. Ces protections efficaces contre les différents risques d'inondation plausibles sur le site permettent de garantir la disponibilité des matériels nécessaires pour amener le réacteur en état d'arrêt sûr et l'y maintenir aussi longtemps que nécessaire.

Par ailleurs, de nombreux enseignements ont également été tirés de cet incident en matière de Plan d'Urgence Interne (PUI) et d'organisation de crise (prévention des risques d'isolement des sites, déclenchement du PUI, conduite incidentelle simultanément sur plusieurs réacteurs d'un même site, maîtrise des interventions et de la logistique, amélioration de la gestion médiatique des crises, fiabilisation des moyens de télécommunication et renforcement de l'assistance au site en crise.

1.7.3.2 Incident de pollution du circuit primaire par des résines (Fessenheim)

Description de l'accident

En janvier 2004, sur le réacteur n° 1 à la centrale de Fessenheim, un défaut de préparation, lié à des erreurs humaines (que la conception du système de Traitement des Effluents Primaires (TEP) n'a pas permis d'empêcher) a entraîné une erreur de lignage lors de la mise en service d'un déminéraliseur du système TEP. Ce défaut a eu pour conséquence l'injection d'environ 300 litres de résines de ce déminéraliseur dans le circuit primaire, via la soupape de protection du déminéraliseur et le circuit du système de contrôle Chimique et Volumétrique (RCV).

Cet incident s'explique en partie par la conception de l'installation. En effet, le déminéraliseur est équipé d'une crépine pour empêcher les résines de s'échapper dans le circuit RCV lorsque l'eau circule dans le sens normal, mais aucun dispositif n'existe pour les empêcher de s'échapper en cas de circulation à contre-courant. Or, le lignage défini par le technicien et l'opérateur pour rincer le déminéraliseur a eu pour conséquence de créer cette circulation à contre-courant.

Cet incident a eu pour conséquences l'indisponibilité de l'injection d'eau primaire au joint d'une des trois pompes primaires ainsi que celle du boremètre (matériel permettant de connaître la concentration en bore du circuit primaire) par bouchage des tuyauteries. Dans une situation plus défavorable, l'intégrité de la deuxième barrière aurait pu être dégradée. D'un point de vue radioprotection, le remplacement des filtres a entraîné des doses de rayonnements ionisant aux quelques personnes chargées de réaliser ces opérations.

Suite à cet incident, les filtres colmatés ont été immédiatement remplacés pour pouvoir remettre en service l'injection aux joints des pompes primaires. Le circuit primaire a été purifié par dilution et le fonctionnement du système de refroidissement intermédiaire a

été optimisé. Un programme de contrôles supplémentaires des matériels pouvant avoir été affectés par l'évènement a été développé. Cet incident a été classé au niveau 1 de l'échelle internationale des événements nucléaires (INES).

Enseignements tirés

Les principales actions correctives retenues pour éviter le renouvellement de cet incident sont :

- l'exploitation attentive de ces déminéraliseurs avant la réalisation d'une modification du circuit,
- l'étude d'une modification de l'installation de manière à éviter l'entraînement de résines vers le circuit primaire en cas de problème similaire,
- la clarification de la conduite à tenir en cas de perte de la ligne d'injection aux joints des pompes primaires,
- l'amélioration de la procédure de remplacement des résines du déminéraliseur de façon à la rendre plus ergonomique et pour prendre en compte le retour d'expérience radioprotection de cet évènement,
- des actions collectives définies par le collège de direction du service Conduite

1.8 CONCLUSION

La sûreté nucléaire est 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 nucléaires de base, ainsi qu'au transport des substances radioactives, prises en vue de prévenir les accidents ou d'en limiter les effets, notamment sur les personnes et sur l'environnement.

Pour respecter ces objectifs, la démarche de sûreté appliquée à un réacteur nucléaire de type EPR (cas de la tranche 3 du CNPE de Flamanville), consiste en l'interposition d'une série de barrières physiques indépendantes et étanches entre la matière nucléaire et l'environnement, et à maintenir leur efficacité dans le temps et dans toutes les situations par le respect constant des quatre fonctions de sûreté :

- maîtrise de la réactivité,
- évacuation de la puissance résiduelle,
- confinement des substances radioactives,
- protection des personnes et de l'environnement contre les rayonnements ionisants.

Ces fonctions de sûreté sont assurées par des systèmes, circuits ou matériels conçus à cet effet et prévus dès l'origine (dans le cadre du dimensionnement de l'installation) ou ajoutés à posteriori (suite aux conclusions des études des conditions de fonctionnement complémentaires ou hypothétiques).

Malgré l'existence de ces barrières et des différents systèmes importants pour la sûreté, le plus souvent redondants, qui permettent de maintenir leur intégrité, il est supposé tout de même qu'une ou plusieurs fonctions de sûreté peuvent ne pas être accomplies. L'application du concept de

défense en profondeur (prévention, surveillance, action et atténuation) conduit à prévoir des moyens supplémentaires pour protéger ces barrières et limiter les conséquences d'un accident à un niveau acceptable sur les personnes et sur l'environnement. Aucune situation dommageable, même très improbable, n'est donc écartée a priori. Ainsi, ce n'est pas parce que les études de sûreté montrent que la probabilité d'un événement est très faible que celui-ci n'est pas considéré.

La démarche de sûreté vise ainsi à prévoir un ensemble cohérent de moyens matériels, humains et organisationnels pour maîtriser les risques de dissémination et d'exposition des personnes et de l'environnement en mettant en perspective l'importance de ces moyens en regard de la gravité de chaque situation, de la plus probable à la plus hypothétique.

C'est pourquoi un certain nombre de scénarios incidentels et accidentels a été retenu et classé en catégorie selon la probabilité d'occurrence de l'événement initiateur dont ils sont issus.

L'étude de différents scénarios incidentels et accidentels envisageables permet de vérifier que le réacteur est capable de supporter l'ensemble des conditions de fonctionnement et que leurs conséquences radiologiques potentielles sont compatibles avec les objectifs généraux de sûreté.

Au final, afin d'atteindre, dans des conditions économiquement acceptables, un niveau de risque aussi bas que raisonnablement possible, tous les moyens possibles sont mis en œuvre pour limiter les conséquences radiologiques des incidents les plus probables et pour limiter, dans le même temps, la probabilité d'apparition des accidents ayant des conséquences potentielles importantes.



ÉTUDE DE MAÎTRISE DES RISQUES

Chapitre 2 : étude de
maîtrise des risques
conventionnels

13 mai 2021





PLACE DU CHAPITRE DANS L'ÉTUDE DE MAÎTRISE DES RISQUES

Chapitre 0 - Résumé non technique
de l'Étude de maîtrise des risques page 4

Chapitre 1 - Étude de maîtrise
des risques radiologiques page 30

**Chapitre 2 - Étude de maîtrise
des risques conventionnels** page 107



SOMMAIRE

| | | |
|---|---|------------|
| 2.1 Contexte | ● | 110 |
| 2.2 Définitions préalables | ● | 111 |
| 2.3 Objectif et périmètre de l'étude | ● | 112 |
| 2.3.1 Objectif | | 112 |
| 2.3.2 Périmètre | | 112 |
| 2.4 Méthodologie de l'étude | ● | 113 |
| 2.4.1 Description du site et de son environnement | | 113 |
| 2.4.2 Identification et caractérisation des potentiels de dangers | | 113 |
| 2.4.3 Enseignements tirés du retour d'expérience | | 113 |
| 2.4.4 Évaluation des risques | | 114 |
| 2.4.4.1 Étape 1 : analyse préliminaire des risques | | 114 |
| 2.4.4.2 Étape 2 : caractérisation de l'intensité des effets | | 114 |
| 2.4.4.3 Étape 3 : analyse approfondie des risques | | 115 |
| 2.4.5 Autres dispositions existantes au titre de la maîtrise des risques conventionnels | | 117 |
| 2.4.5.1 Principes généraux | | 117 |
| 2.4.5.2 Dispositions spécifiques | | 117 |
| 2.4.6 Conclusion sur l'acceptabilité des risques conventionnels | | 117 |
| 2.5 Étude de maîtrise des risques appliquée au CNPE de Flamanville | ● | 118 |
| 2.5.1 Description du site et de son environnement | | 118 |
| 2.5.1.1 Environnement du site et cibles potentielles | | 118 |
| 2.5.1.2 Agresseurs potentiels | | 119 |
| 2.5.2 Identification des potentiels de danger | | 121 |
| 2.5.3 Enseignements tirés du retour d'expérience | | 121 |
| 2.5.3.1 REX interne | | 121 |
| 2.5.3.2 REX externe | | 122 |
| 2.5.4 Analyse des risques | | 123 |
| 2.5.5 Cas particulier de l'îlot nucléaire et de la station de pompage | | 126 |
| 2.5.6 Autres dispositions existantes au titre de la maîtrise des risques conventionnels | | 127 |
| 2.5.6.1 Principes généraux | | 127 |
| 2.5.6.2 Dispositions spécifiques | ● | 127 |
| 2.6 Conclusion | | 130 |

2.1 CONTEXTE

Cette étude porte sur la maîtrise des risques conventionnels associés à l'exploitation du CNPE de FLAMANVILLE 3. Elle étudie pour l'ensemble de l'INB et ses équipements nécessaires :

- Les conséquences non radiologiques des accidents envisagés, sur les intérêts visés par l'article L593-1 du code de l'environnement ;
- Les conséquences faiblement radiologiques des accidents envisagés sur

les intérêts susmentionnés, concernant les installations dont l'activité totale des radionucléides est inférieure aux seuils définis dans le décret 2007-830 (Décret 2007-830 du 11 mai 2007 relatif à la nomenclature des Installations Nucléaires de Base (INB)).

Par la suite, le terme *Accident conventionnel* sera utilisé pour parler d'un accident pouvant avoir des conséquences non radiologiques et/ou faiblement radiologiques.

2.2 DEFINITIONS

PREALABLES

Les définitions suivantes sont précisées afin de faciliter la compréhension des différentes notions utilisées dans la suite du texte.

Danger : La notion de danger définit une propriété intrinsèque à une substance (butane, chlore...), à un système technique (mise sous pression d'un gaz...), à une disposition (élévation d'une charge...), à un organisme (microbes), ..., de nature à entraîner un dommage sur un « élément vulnérable ». Sont ainsi rattachées à la notion de « danger » les notions d'inflammabilité ou d'explosivité, de toxicité, de caractère infectieux, et celle d'énergie disponible qui caractérise le danger.

Source potentielle de danger : Une source potentielle de danger est définie comme une substance, un système technique, une disposition, un organisme, ... susceptible d'être à l'origine d'un dommage qui affecte un élément vulnérable.

Phénomène dangereux : Un phénomène dangereux est la libération partielle ou totale d'énergie ou de substance produisant des effets, susceptibles d'infliger un dommage à des cibles potentielles.

Cibles potentielles : Les cibles potentielles sont les « éléments vulnérables » qu'il est nécessaire de protéger contre les effets des phénomènes dangereux. Dans la présente

étude, les cibles potentielles sont les personnes du public au-delà de la limite du site et l'environnement naturel. Ces cibles peuvent être menacées si des conséquences inacceptables associées aux accidents les atteignent. Les « cibles potentielles » correspondent aux intérêts à protéger définis à l'article L593-1 du code de l'environnement.

Effets dominos : Les effets dominos correspondent à l'action d'un phénomène dangereux affectant une installation qui pourrait déclencher un autre phénomène sur une installation voisine, conduisant à une aggravation générale des effets du premier phénomène. L'effet domino est un accident initié par un autre accident.

Risque : Le risque, inhérent à toute activité humaine, est défini comme la combinaison de la probabilité de survenue d'un événement dommageable et de l'ampleur de ses conséquences.

En conclusion, il n'y a de risque que si trois conditions sont réunies :

- Présence d'une source potentielle de danger,
- Possibilité d'initiation d'un phénomène dangereux,
- Présence d'une cible vulnérable aux effets liés au phénomène dangereux.

2.3 OBJECTIF ET PERIMETRE DE L'ETUDE

2.3.1 Objectif

Pour l'ensemble des équipements de l'INB objets de la démonstration de sûreté, l'acceptabilité des risques d'accidents conventionnels doit être prononcée au regard de l'impact de ces accidents sur les intérêts à protéger définis à l'article L.593-1 du code de l'environnement. Vis-à-vis des risques faiblement radiologiques, les accidents ne doivent pas être de nature à mettre en œuvre des actions de protection des populations en situation d'urgence radiologique.

De plus, les conséquences associées vis-à-vis des intérêts doivent être aussi faibles que possible dans des conditions économiques acceptables compte-tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation.

La maîtrise des accidents conventionnels doit être obtenue par l'application du principe de défense en profondeur et par la maîtrise des fonctions de sûreté suivantes :

- Le confinement des substances dangereuses et radioactives,
- La protection des personnes et de l'environnement contre les effets toxiques, les effets de surpression, les effets thermiques et les effets liés à l'impact de projectiles.

2.3.2 Périmètre

L'étude des risques conventionnels porte sur les risques que présentent les équipements de l'INB objets de la démonstration de sûreté.

Les autres installations présentes sur le CNPE ne font pas directement l'objet de l'étude, mais sont néanmoins considérées dans le périmètre de l'étude dans la mesure où elles peuvent interagir, en cas d'accident, avec les installations objet de l'étude et générer des conséquences vis-à-vis des intérêts protégés. Les cibles potentielles peuvent être atteintes :

- par les effets associés aux risques intrinsèques aux installations objet de l'étude,
- par les effets associés aux risques présentés par d'autres installations du CNPE sur les installations objet de l'étude,
- par les effets associés aux risques provenant d'une source d'événements externes au CNPE sur les installations objet de l'étude. Les sources d'événements externes correspondent aux phénomènes naturels (foudre, neige, vent, inondation, séisme, ...), aux voies de communication et à l'environnement industriel à proximité du CNPE.

Les intérêts protégés définis à l'article L593-1 du code de l'environnement sont situés au-delà des limites du site sur lequel est implantée l'INB objet de l'étude.

Les cibles considérées dans cette étude sont l'environnement naturel et l'environnement humain.

L'étude ne traite pas des rejets en exploitation normale de l'installation et de leurs impacts chroniques sur les intérêts, ni des risques pour les travailleurs.

2.4 METHODOLOGIE D'ETUDE

2.4.1 Description du site et de son environnement

L'environnement autour du site est décrit en tant que source potentielle d'agression externe et en tant que cible.

Les cibles correspondent aux intérêts à protéger définis à l'article L593-1 du code de l'environnement :

- La sécurité publique,
- La santé et la salubrité publiques,
- La protection de la nature et de l'environnement.

Le public est considéré au-delà des limites du site sur lequel est implantée l'INB.

De manière concrète, deux types de cibles potentielles sont définis :

- La population : son périmètre prend en compte toutes les zones accessibles au public,
- L'environnement naturel.

Les sources potentielles d'agressions peuvent être liés d'une part, à l'environnement industriel et aux voies de communication à proximité du CNPE, et d'autre part, à l'environnement naturel (séisme, foudre...).

2.4.2 Identification et caractérisation des potentiels de danger

Les potentiels de dangers sont identifiés et caractérisés au travers des effets qu'ils peuvent engendrer sur les intérêts à protéger : toxiques (air/eau), surpression, thermiques, projectiles, faiblement radiologiques et au travers des effets dominos qu'ils peuvent engendrer. Le terme « effets dominos » est employé dès lors que les effets d'un

phénomène dangereux affectant une ou plusieurs installations sont susceptibles de déclencher un autre phénomène dangereux sur une installation voisine conduisant à une aggravation générale des effets.

Les potentiels de dangers identifiés englobent les potentiels de dangers associés aux produits mis en œuvre ou stockés ainsi que les potentiels de dangers associés aux activités.

Ainsi, pour chacune des installations objet de l'étude identifiée dans le recueil des données d'entrée, cette phase de recensement et de caractérisation des potentiels de dangers vise à :

- situer le potentiel de danger (bâtiment, local, plan),
- définir l'état de référence de l'installation,
- déterminer les caractéristiques des substances dangereuses et des équipements,
- spécifier la nature des effets redoutés pour les potentiels de dangers concernés (effet thermique lié à un incendie, onde de surpression liée à une explosion ou une rupture pneumatique...).

2.4.3 Enseignements tirés du retour d'expérience

Le retour d'expérience est réalisé sur la base des éléments internes EDF et sur la base d'éléments externes pour des installations similaires). Ainsi, cette analyse du REX comporte :

- une analyse du REX EDF : parmi les domaines faisant l'objet de REX « interne » EDF (sûreté, radioprotection, environnement et transport de matières

radioactives), seuls les événements relatifs à l'environnement et à la sûreté présentent un intérêt pour l'étude.

- une analyse du REX « externe » : examen du REX provenant d'installations utilisant les mêmes types de produits ou de procédés que ceux d'un CNPE. Ce REX est établi grâce à l'utilisation de la base de données du Bureau d'Analyse des Risques et des Pollutions Industrielles (BARPI) du Ministère de l'Écologie, du Développement Durable et de l'Énergie (MEDDE).

Cette analyse participe à l'identification des types d'accidents susceptibles de survenir et des causes possibles d'accidents ainsi qu'à la définition des mesures correctives à mettre en place. Le retour d'expérience peut permettre, de manière qualitative, d'appréhender la probabilité d'occurrence de scénarios.

2.4.4 Évaluation des risques

Dans le cadre d'une démarche proportionnée aux enjeux, l'évaluation des risques est menée suivant trois étapes :

- Étape 1 : analyse préliminaire des risques
- Étape 2 : caractérisation de l'intensité des effets
- Étape 3 : analyse approfondie des risques.

Les étapes 2 et 3 se font suivant un processus itératif visant à atteindre l'acceptabilité des risques vis-à-vis des intérêts à protéger et ainsi, à démontrer la maîtrise des risques.

2.4.4.1 Étape 1 : analyse préliminaire des risques

À partir de l'inventaire des potentiels de dangers établi précédemment, l'analyse préliminaire des risques permet d'identifier les événements redoutés et les phénomènes dangereux associés ayant potentiellement des effets sur les intérêts à protéger, en dehors des limites de site. À ce stade, les scénarios

d'accident envisagés sont des scénarios enveloppes par type d'effets à étudier hors valorisation de tout type de mesures de maîtrise des risques.

L'analyse préliminaire des risques est une première évaluation qualitative s'appuyant notamment sur l'analyse du retour d'expérience et la connaissance des installations. Les phénomènes dangereux associés à un rejet faiblement radiologique sont systématiquement retenus.

2.4.4.2 Étape 2 : caractérisation de l'intensité des effets

L'étape 2 est menée sur les scénarios d'accidents sélectionnés à l'issue de l'analyse préliminaire des risques.

Les effets des phénomènes dangereux sont étudiés de manière déterministe et réaliste. La caractérisation de l'intensité de ces effets permet dans un premier temps, de confirmer ou non le dépassement des effets au-delà des limites de site et dans un second temps, de conclure à la nécessité ou non d'effectuer une analyse approfondie telle que détaillée à l'étape 3.

L'intensité des effets d'un scénario d'accident conventionnel est évaluée de la manière suivante :

- Pour les effets non radiologiques par voie aérienne, l'intensité des effets est évaluée par rapport aux valeurs de référence définies dans l'annexe II de l'arrêté du 29 septembre 2005 conformément aux dispositions du II de l'article 3.7 de l'arrêté du 7 février 2012. Cet arrêté impose :
 - les seuils liés aux effets toxiques pour l'homme par inhalation : ces seuils correspondent aux Seuils des Effets Irréversibles (SEI), aux Seuils des Effets Létaux (SEL) et aux Seuils des Effets Létaux Significatifs (SELS) des produits considérés,
 - les seuils liés aux effets de surpression :

Le seuil des effets de surpression à partir duquel les effets dominos sont étudiés est de 200 mbar.

Les seuils correspondant aux effets de surpression sur l'homme sont :

- 50 mbar pour le SEI,
- 140 mbar pour le SEL,
- 200 mbar pour le SELS.

- Les seuils liés aux effets thermiques :

Le seuil des effets thermiques à partir duquel les effets dominos sont étudiés est de 8 kW/m².

Les seuils correspondant aux effets thermiques sur l'homme sont :

- 3 kW/m² pour le SEI,
- 5 kW/m² pour le SEL,
- 8 kW/m² pour le SELS.

Concernant les seuils liés à l'impact d'un projectile ou effets de projection, conformément à l'annexe II de l'arrêté du 29 septembre 2005 et à la circulaire du 10 mai 2010, les distances d'effets associées aux projectiles ne sont pas calculées. L'impact d'un projectile n'est considéré qu'au regard des effets dominos sur les installations du site situées dans le voisinage proche ;

Concernant les effets toxiques ou faiblement radiologiques sur l'environnement par voie eau, il n'existe pas de seuil quantitatif de référence. La gravité potentielle des conséquences sur l'environnement par voie eau est donc évaluée de manière qualitative et proportionnée à la dangerosité des substances liquides accidentellement déversées. La maîtrise des risques est, dans ce cas, démontrée à travers la mise en place de dispositifs adaptés.

En l'absence de dépassement des valeurs de référence pour les effets sur les intérêts à protéger au-delà des limites de site ou en l'absence de dépassement de seuil pour les effets faiblement radiologiques par voie air, le scénario d'accident est étudié.

2.4.4.3 Étape 3 : analyse approfondie des risques

Pour chaque scénario d'accident conventionnel ayant potentiellement des effets non radiologiques ou faiblement radiologiques par voie aérienne sur les intérêts à protéger, une analyse approfondie est menée. Celle-ci vise à déterminer la probabilité d'occurrence de l'accident et la gravité des conséquences :

- La probabilité d'occurrence de l'accident : celle-ci est évaluée de façon qualitative, semi quantitative ou quantitative afin d'inscrire le scénario sur une échelle de probabilité de cinq classes utilisée dans le cadre des ICPE comme le prévoit l'article 3.3 de l'arrêté INB ;

| Niveau de probabilité | Valeur associée | Correspondance qualitative |
|-----------------------|------------------|---|
| A | 10 ⁻¹ | S'est produit sur le site considéré et/ou peut se produire à plusieurs reprises pendant la durée de vie de l'installation malgré d'éventuelles mesures correctives |
| B | 10 ⁻² | S'est produit et/ou peut se produire pendant la durée de vie de l'installation |
| C | 10 ⁻³ | Un événement similaire a déjà été rencontré au niveau mondial dans le secteur d'activité ou dans le type d'organisation étudié, sans que les éventuelles corrections intervenues depuis apportent une garantie de réduction significative de sa probabilité |
| D | 10 ⁻⁴ | S'est déjà produit dans le secteur d'activité mais a fait l'objet de mesures correctives réduisant significativement sa probabilité |
| E | 10 ⁻⁵ | N'est pas impossible au vu des connaissances actuelles, mais non rencontré au niveau mondial sur un très grand nombre d'années, sur l'ensemble des installations similaires en service |

*Définition des classes de probabilité d'occurrence
(les valeurs associées sont des fréquences
annuelles)*

- La gravité des conséquences : celle-ci est la combinaison de l'intensité des effets et de la vulnérabilité des cibles situées dans la zone exposée aux effets, en tenant compte de la cinétique du phénomène.

| Niveau de gravité | Gravité | Echelle d'appréciation de la gravité des conséquences humaines d'un accident à l'extérieur des installations | | |
|-------------------|----------------|--|---|---|
| | | Zone délimitée par le Seuil des Effets Létaux Significatifs (SELS) | Zone délimitée par le Seuil des Effets Létaux (SEL) | Zone délimitée par le Seuil des Effets Irréversibles (SEI) sur la vie humaine |
| 1 | Modéré | Pas de zone de létalité hors de l'établissement | | Présence humaine exposée à des effets irréversibles < 1 personne |
| 2 | Sérieux | Aucune personne exposée | < 1 personne exposée | < 10 personnes exposées |
| 3 | Important | < 1 personne exposée | Entre 1 et 10 personnes exposées | Entre 10 et 100 personnes exposées |
| 4 | Catastrophique | < 10 personnes exposées | Entre 10 et 100 personnes exposées | Entre 100 et 1 000 personnes exposées |
| 5 | Désastreux | > 10 personnes exposées | Plus de 100 personnes exposées | Plus de 1 000 personnes exposées |

Définition du niveau de gravité des conséquences (source : arrêté du 29 septembre 2005)

En fonction de leur niveau de probabilité et de gravité, les scénarios d'accident sont ensuite positionnés dans la grille de hiérarchisation des risques inspirée du domaine des ICPE. Cette grille fait apparaître trois zones :

| Gravité des conséquences | PROBABILITE (sens croissant de E vers A) | | | | |
|--------------------------|--|--------|--------|--------|--------|
| | E | D | C | B | A |
| Désastreux | Orange | Rouge | Rouge | Rouge | Rouge |
| Catastrophique | Orange | Orange | Rouge | Rouge | Rouge |
| Important | Orange | Orange | Orange | Rouge | Rouge |
| Sérieux | Verte | Verte | Orange | Orange | Rouge |
| Modéré | Verte | Verte | Verte | Orange | Orange |

Grille de hiérarchisation des risques

- Une zone de risque élevé, zone rouge, où le risque est considéré comme inacceptable. Il est alors impératif de prendre des mesures de réduction du niveau de risque,
- Une zone de risque intermédiaire, zone orange, où le risque est tolérable mais dans laquelle une démarche d'amélioration continue est particulièrement pertinente, en vue d'atteindre, dans des conditions économiquement acceptables, un niveau de risque aussi bas que raisonnablement possible, compte tenu de l'état des connaissances, des pratiques et de la vulnérabilité de l'environnement de l'installation,
- Une zone de risque moindre, zone verte, où le risque est acceptable en l'état.

L'analyse est menée d'une manière itérative suivant un ou plusieurs des trois leviers suivants jusqu'à démontrer l'acceptabilité du risque :

- Réduction du risque à la source : recherche de la possibilité de réduire les quantités de produits ou d'utiliser des produits de substitution si les contraintes d'exploitation le permettent,
- Affinement du scénario : recherche d'un scénario d'accident plus réaliste que celui postulé lors de l'analyse préliminaire des risques,
- Identification et valorisation de dispositions de maîtrise des risques (prévention, surveillance, mitigation) en vue de diminuer l'occurrence et/ou les conséquences du scénario d'accident. Ces dispositions de maîtrise des risques constituent les mesures de maîtrise des risques.

Les deux derniers leviers font intervenir l'ensemble des initiateurs plausibles. Ces derniers comprennent notamment les agressions internes, agressions externes et cumuls plausibles.

Parmi les mesures de maîtrise des risques potentiellement identifiées, celles strictement nécessaires à la démonstration de sûreté constituent des Équipements et Activités Importants pour la Protection des intérêts (EIP et AIP). Les fonctions portées par ces mesures ne doivent pas être remises en cause par les initiateurs et effets associés aux scénarios retenus. Les mesures ainsi identifiées doivent faire l'objet d'un suivi en exploitation permettant d'assurer leurs fonctions de sûreté. Les autres mesures de maîtrise des risques sont identifiées au titre d'une démarche de robustesse.

Concernant les effets sur l'environnement par voie eau, la maîtrise des risques est démontrée à travers la mise en place de dispositifs adaptés. Ces dispositifs passifs ultimes (ayant au moins une face en contact direct avec l'environnement) constituant l'ultime barrière pour la protection de

l'environnement sont définis comme EIP. Ces dispositifs sont :

- fond de bâtiment,
- rétention ultime de bâtiment,
- puisard ultime de bâtiment,
- aire de dépotage ou de manutention assurant un rôle de rétention ultime,
- organe de coupure assurant le confinement des ouvrages ultimes,
- le bassin de confinement du bâtiment de traitement des effluents.

Ces systèmes de confinement constituent les mesures de maîtrises de risques nécessaires pour considérer le niveau de risque comme acceptable.

2.4.5 Autres dispositions existantes au titre de la maîtrise des risques conventionnels

2.4.5.1 Principes généraux

Dans une démarche d'amélioration continue, la réduction du risque à la source est une ligne de conduite fixée sur la base de deux principes directeurs (et des moyens de surveillance associés) :

- Un principe de minimisation : réduire au minimum les inventaires de produits dangereux,
- Un principe de substitution : substituer, si possible, les produits dangereux par des produits moins dangereux, dans des conditions économiques et technologiques acceptables.

Toutes les installations comprenant des activités à risques ou stockant des produits dangereux sont soumises à des contrôles

périodiques. Des opérations préventives de maintenance (avant constat de dysfonctionnement) sont réalisées en conformité avec les prescriptions des constructeurs ou selon le retour d'expérience acquis sur le matériel.

Toute anomalie constatée fait l'objet d'une action corrective de remise en état.

2.4.5.2 Dispositions spécifiques

La maîtrise des risques est assurée par des dispositions prises au titre du principe de défense en profondeur.

L'incendie fait l'objet d'une prise en compte particulière (Plan d'Action Incendie et Projet Maîtrise du Risque Incendie), et d'une analyse actualisée au fil du REX dans le cadre de la démarche d'amélioration continue.

La maîtrise des risques liés à l'incendie comprend les types de dispositions suivantes basées sur le principe de robustesse :

- la prévention des départs de feu,
- la détection rapide des départs de feu et leur extinction,
- la limitation de l'aggravation et de la propagation d'un incendie,
- la gestion des situations d'accident résultant d'un incendie.

2.4.6 Conclusion sur l'acceptabilité des risques conventionnels

Les résultats de l'analyse préliminaire des risques et de l'analyse approfondie des risques permettent de démontrer la maîtrise des risques conventionnels.

2.5 ETUDE DE MAÎTRISE DES RISQUES

APPLIQUEE AU CNPE DE FLAMANVILLE

2.5.1 Description du site et de son environnement

2.5.1.1 Environnement du site et cibles potentielles

Population

Répartition de la population autour du site

Le site de Flamanville est implanté dans le département de la Manche (50), dans la région de la Basse-Normandie, seul département présent dans un rayon de 50 km autour du site, avec les îles Anglo-Normandes de Jersey, Sercq, Guernesey et Aurigny.

La densité de population dans un rayon de 50 km centrée sur le site, est de 45 habitants par km², ce qui est sensiblement inférieur à la densité en France métropolitaine (114 habitants par km²).

La zone délimitée par un cercle de rayon 10 km autour du site concerne 12 communes. Toutes les communes sont localisées en France dans le département de la Manche (aucune paroisse appartenant aux îles Anglo-Normandes).

La commune la plus importante présente dans un rayon de 10 km autour du site est la commune des Pieux (3 527 habitants).

La région d'implantation du site de Flamanville se caractérise par une faible densité de la population, 38 habitants par km² dans l'aire de 10 km de rayon centrée sur le site.

Population temporaire

Le tourisme : Le département de la Manche possède un riche patrimoine naturel avec des sites remarquables tel que le mont Saint-

Michel, et offre des paysages variés formés de dunes, de falaises, de bocages, de marais et de plages. Le département possède également un riche patrimoine historique avec notamment les sites liés à la bataille de Normandie.

La zone proche du site de Flamanville possède des attraits touristiques.

Établissements de santé publique, médico-sociaux et sociaux

Les capacités d'hébergement dans les établissements de santé publique implantés sur les communes situées dans un rayon de 10 km autour du site de Flamanville sont faibles. La capacité d'accueil la plus importante est de 121 personnes.

Établissements scolaires

La capacité d'accueil la plus importante d'établissement scolaire présent dans un rayon de 10 km autour du site de Flamanville est de 253 élèves.

Voies de communication

Accès routier et réseau routier

Tous les accès au site de Flamanville se font à partir du plateau par la D 23 en provenance des Pieux, qui longe la côte sur 2 km à partir de Diélette, pour aboutir à l'accès Nord. Cette route contourne ensuite le site en limite Est sur la falaise, pour desservir l'accès Sud (accès principal).

La route départementale D 650 reliant Barneville-Carteret à Cherbourg par Les Pieux se situe à environ 5 km du site.

La route départementale D 37 reliant Vasteville à la départementale D 650 au niveau de Sotteville se situe à 8 kilomètres du site.

Enfin, la route départementale D 4 reliant Diélette aux Pieux par Flamanville est située à environ 1 km du site.

Réseau ferroviaire

La voie ferrée la plus proche est la ligne SNCF Paris-Cherbourg passant par Caen et Carentan.

Le point le plus proche est à 15 km du site.

Trafic maritime

Cherbourg est le seul port ayant une activité significative dans le Nord Cotentin, à la fois dans le commerce, la pêche et la plaisance. De par son éloignement à plus de 20 kilomètres, son activité ne génère pas de risque industriel particulier. Les ports de Barneville-Carteret et de la Diélette sont des ports de moindre importance regroupant des activités de plaisance, de trafic passagers et de fret.

La navigation est interdite par arrêté préfectoral dans un rayon de 200 mètres autour des points de rejet en mer de Flamanville.

Environnement aéronautique

Les aérodromes situés dans un rayon de 30 km autour du site sont les aérodromes de :

- Vauville, situé à 10 kilomètres au Nord-Nord-Est ;
- Cherbourg-Maupertus, situé à 33 km à l'Est-Nord-Est ;
- Aurigny, situé à 30 km au Nord-Ouest.

Pour l'aviation générale, le seul aéroclub situé dans un rayon de 10 kilomètres autour du site est celui de Vauville.

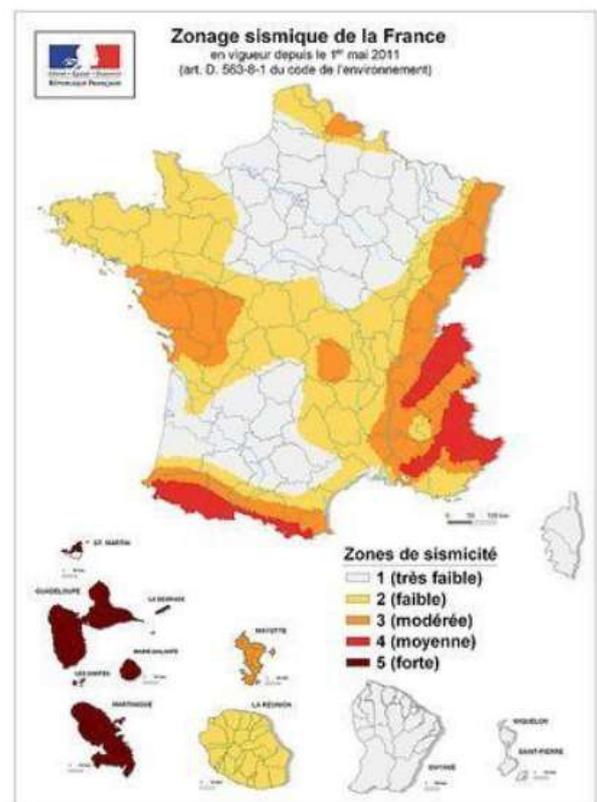
Les aérodromes à vocation commerciale les plus proches du CNPE, Aurigny et Cherbourg-Maupertus, sont situés respectivement à 30 et 33 km du site. Le site se trouve donc "hors zone d'aérodrome".

2.5.1.2 Agresseurs potentiels

2.5.1.3.1 Agresseurs d'origine naturelle

2.5.1.3.1.1 Séisme

Depuis le 22 octobre 2010, la France dispose d'un nouveau zonage sismique divisant le territoire national en cinq zones de sismicité croissante en fonction de la probabilité d'occurrence des séismes (articles R563-1 à R563-8 du Code de l'Environnement). La commune de Flamanville est en zone de sismicité 2 (zone de sismicité faible).



Zonage sismique de la France [Décrets n°2010 - 1254 et 2010 - 1255 du 22 octobre 2010, codifiés dans les articles R.563-1 à 8 et D.563-8-1 du Code de l'environnement] (© EDF)

La centrale de Flamanville est donc située en zone de sismicité faible, soit une accélération horizontale comprise entre 0,7 et 1,1 m/s². Les codes de calcul utilisés à la conception de la tranche EPR permettent le respect des exigences de l'Eurocode 8. Ainsi, le niveau sismique de tous les bâtiments présents dans le périmètre INB de la tranche EPR est d'au minimum 0,10g en accélération horizontale.

Par application de cette réglementation, et compte-tenu de la faible sismicité relevée dans la région, le risque de perte d'intégrité d'un bâtiment classé de sûreté suite à un séisme peut être écarté.

Le séisme est traité de manière plus approfondie dans le chapitre 1 du présent document, au paragraphe 1.5.2.2.

2.5.1.3.1.2 Foudre et interférences électromagnétiques

La sévérité de foudroiement est la densité de coups de foudre au sol exprimée en nombre de coups/km²/an. Dans le cas d'une construction neuve en France, les installations doivent être conçues pour être capables de résister à une densité de foudroiement est de 3 coups/km²/an.

La protection foudre des bâtiments de la tranche est conçue conformément aux exigences des normes NF EN 62305- 1 à 4, correspondant aux exigences de conception et de vérification des installations de protection contre la foudre énoncées dans l'arrêté du 19 juillet 2011 modifiant l'arrêté du 4 octobre 2010 relatif à la prévention des risques accidentels au sein des installations classées pour la protection de l'environnement soumises à autorisation. Une analyse du risque foudre et les études techniques associées, menées par EDF pour le CNPE sur l'ensemble des structures et bâtiments conclut à la conformité des installations du CNPE aux exigences de cet arrêté.

Les effets de la foudre sont maîtrisés et ne sont donc pas considérés comme générateurs d'effets sur le CNPE.

2.5.1.3.1.3 Conditions météorologiques extrêmes

Tous les ouvrages sont calculés conformément aux Eurocodes (normes européennes de dimensionnement et de justification des structures de bâtiment et de génie civil).

Les installations étant conformes à ces règles, les effets de conditions météorologiques extrêmes sont considérés comme maîtrisés.

2.5.1.3.1.4 Incendie externe

Les installations du CNPE sont implantées sur un environnement dégagé de végétation pouvant générer un risque de feux de forêt. Étant donnée l'absence de risque, aucune disposition spécifique aux feux de forêt n'est mise en œuvre et les effets d'un incendie externe d'origine naturelle ne sont donc pas considérés comme générateurs d'effet sur le CNPE.

2.5.1.3.1.5 Inondation externe

L'analyse de sûreté du risque associé à cette agression prend en compte le REX de l'événement de Blayais de 1999. Il fixe la Cote Majorée de Sécurité (CMS) et le niveau de conception estimé pour le dimensionnement de l'installation à l'inondation, correspondant aux Plus Hautes Eaux de Sécurité.

L'îlot nucléaire ainsi que les matériels nécessaires au repli et maintien dans un état sûr de la station de pompage sont protégés vis-à-vis de l'aléa Crue en Bord de Mer par Surcote ainsi que des aléas tel que la Crue par Effet de Houle ou la remontée de Nappe Phréatique.

La digue de protection de la centrale est conçue afin de protéger le site de Flamanville par rapport à la survenue d'une crue millénale. Le risque de perte d'intégrité d'un bâtiment suite à une inondation externe est donc de l'ordre du résiduel. Il faudrait en effet considérer la concomitance des événements suivants :

- Une crue millénale,
- La défaillance de la digue de protection, dimensionnée à la crue millénale,
- La défaillance de l'enceinte des bâtiments et des systèmes,
- La libération d'un potentiel de danger susceptible de générer un scénario d'accident ayant des conséquences sur l'environnement extérieur.

L'inondation externe est maîtrisée et n'est donc pas considérée comme génératrice d'effet sur le CNPE.

2.5.1.3.2 Agresseurs d'origine anthropique

Les agressions retenues depuis les installations industrielles ou les voies de communication présentées au paragraphe « 2.5.1.1 Description du site », sont les suivantes :

- L'incendie, par l'émission d'un flux thermique à courte distance, ou l'émission de fumées toxiques à plus longue distance,
- L'explosion d'un nuage de gaz dérivant ou non (explosion sur place),
- La dérive d'un nuage de produit toxique.

Les évaluations menées dans le cadre des études de sûreté ont montré que les risques générés par l'environnement industriel et les voies de communication peuvent engendrer des effets sur le CNPE compte-tenu des distances obtenues. Cependant, leur fréquence d'occurrence et la probabilité d'atteinte des fonctions de sûreté amènent à exclure ces événements initiateurs de par leur probabilité entrant dans le domaine du résiduel.

Concernant le risque lié à la chute d'avion, par analogie avec la pratique ICPE et comme expliqué dans la circulaire du 10 mai 2010, l'initiateur correspondant à la chute d'avion est écarté dans le cas présent car il n'y a pas d'aéroport ou d'aérodrome situé à moins de 2000 mètres de l'EPR.

Les effets des événements externes d'origine industrielle et humaine ne sont donc pas considérés comme générateurs d'effets sur l'EPR.

2.5.2 Identification des potentiels de dangers

Les sources potentielles de dangers internes au CNPE de Flamanville 3 ont été recensées à l'intérieur du périmètre INB et à l'extérieur du périmètre INB (en tant qu'initiateurs potentiels de scénarios sur le périmètre INB). Les sources recensées sont :

- Les substances dangereuses telles que définies à l'article 1.3 de l'arrêté du 07 février 2012 à l'état liquide (soude, acide sulfurique, acide chlorhydrique, hypochlorite de sodium, huile, fioul, fyrquel...) ou gazeux (hydrogène, acétylène ...),
- Les matériels type équipement sous pression (bouteilles de gaz, évaporateurs d'azote ...).

Les potentiels de dangers identifiés englobent les potentiels de dangers associés aux produits mis en œuvre ou stockés ainsi que les potentiels de dangers associés aux activités. Ces potentiels de dangers sont ensuite caractérisés au travers des effets qu'ils peuvent générer sur les intérêts à protéger.

2.5.3 Enseignements tirés du retour d'expérience

2.5.3.1. REX interne

Le REX analysé couvre les Événements Significatifs Environnement (ESE), les Événements Intéressants l'Environnement (EIE) et les Événements Significatifs Sûreté (ESS) sur la période 1998 – mi-2013, avec une sélection des événements intéressants vis-à-vis des risques de nature non radiologique. Il a également été tenu compte des explosions survenues sur les CNPE, bien qu'elles n'aient pas eu de conséquences sur la sûreté et à l'extérieur des sites.

Les bases de données concernant les événements significatifs ou intéressants ont été consultées pour les produits, installations ou phénomènes représentatifs des sources internes potentielles de danger (représentés soit par des produits dangereux, soit par des équipements).

L'analyse de ce REX « interne » montre :

- L'efficacité des dispositions existantes, ainsi, par exemple, plusieurs événements

concernent des déversements de produits dangereux, dans la plupart des cas, les dispositions prévues (mise à l'arrêt de pompes, déploiement de kit anti-pollution, efficacité des mesures prises à la conception...) ont été efficaces et l'événement n'a pas entraîné de conséquences significatives pour l'environnement.

- La mise en place, dans le cas contraire, de mesures complémentaires de façon à éviter le renouvellement d'un événement ou en limiter les effets.
- L'identification d'incidents précurseurs d'accidents plus graves et l'anticipation par la mise en œuvre des mesures correctives nécessaires.
- La mise en place d'un programme de vérification de l'ensemble des rétentions ultimes suite aux incidents sur le site SOCATRI du Tricastin en juillet 2008.
- L'existence d'un programme local de maintenance préventive pour les tuyauteries transportant les produits dangereux ou radioactifs.
- Le REX interne a permis de conforter l'analyse de risque dans le choix des scénarios enveloppe étudiés. Pour l'ensemble du parc, de 1998 à mi-juillet 2013, les événements suivants ont été recensés :
 - moins d'une dizaine d'événements concerne un relâchement d'hydrogène, sans conséquence à l'extérieur des CNPE,
 - moins d'une dizaine d'événements liés à un déversement de morpholine, dont quelques-uns de ces déversements ont conduit à un rejet dans l'environnement naturel,
 - moins d'une dizaine d'événements liés à un déversement d'hydrate d'hydrazine, sans dispersion de nuage toxique par évaporation. Un seul événement a conduit à un rejet dans l'environnement mais sans impact sur celui-ci,
 - une quinzaine d'événements liés à un déversement de fyrquel, sans rejet dans l'environnement, grâce à l'efficacité des mesures prises,
 - un grand nombre d'événement concerne l'huile, les hydrocarbures, entraînant pour certains des déversements dans le milieu naturel,
 - aucun événement concernant la mise en cause de bouteilles de gaz combustibles ou comburants,
 - un déversement de soude au niveau d'une station de déminéralisation sans conséquence sur l'environnement.

2.5.3.2. REX externe

L'analyse du REX externe a été réalisée à partir des données du BARPI (base de données ARIA, pour Analyse, Recherche et Information sur les Accidents).

La plupart des événements recensés sur le BARPI ne sont pas transposables aux CNPE compte-tenu de leur conception spécifique. Cependant, ces événements concernent des incidents (incendie, rejet, explosion...) avec des initiateurs (fuite, manœuvre inadaptée...) fréquents sur tous les types d'installations industrielles, dont les CNPE.

Ces mêmes initiateurs génériques se retrouvent dans les bases de REX des événements du parc électronucléaire français d'EDF.

Ainsi, la consultation du REX externe a permis de conforter l'exhaustivité des initiateurs, et scénarios en découlant, considérés dans cette étude.

2.5.4 Analyse des risques

Ce paragraphe présente une synthèse des analyses de risques sur les installations de l'INB, par type d'effets.

Effets thermiques des fumées d'incendie et effets toxiques :

Les effets thermiques peuvent être dus aux incendies ou à d'autres scénarios au niveau du parc à gaz.

L'analyse de risque a permis de mettre en évidence que les effets thermiques aussi bien de l'incendie que des scénarios de fuite d'hydrogène au niveau du parc à gaz, suite à la rupture du flexible d'alimentation ou à une explosion de bouteille de gaz n'ont pas d'effet au-delà des limites de site.

Les effets toxiques des fumées associées à un incendie sont acceptables vis-à-vis des tiers.

Déversement liquide de substances dans l'environnement :

Pour cette famille de risque, en l'absence de seuil permettant d'évaluer les conséquences d'un déversement dans l'environnement, l'analyse reste qualitative : on considère qu'un déversement dans l'environnement est inacceptable. La démonstration de l'acceptabilité des risques d'un déversement accidentel est assurée par la fonction confinement liquide.

Les scénarios de déversement liquide envisageables sont les suivants :

- Le déversement associé à un stockage de substance dangereuse, pour lequel la rétention associée à ce stockage est valorisée.
- Le déversement de substance radioactive dans un bâtiment pour lequel ce sont les fonds de bâtiment qui sont valorisés.
- Le déversement des eaux incendies qui seraient considérées comme dangereuses pour l'environnement, dans ce cas ce sont soit les fonds de bâtiment qui sont valorisés, soit les puisards du bâtiment

associés au bassin de confinement, soit le bassin de confinement du bâtiment de traitement des effluents directement.

- Le déversement sur voirie ou dans une aire de chargement / déchargement pour lesquels le bassin de confinement du bâtiment de traitement des effluents sert de rétention.

Les mesures de maîtrise de risques assurent le confinement final des substances dangereuses ou radioactives en situation accidentelle. Ces mesures s'appuient sur des moyens de confinement qui sont de différentes natures :

- Fond de bâtiment,
- Rétention ultime de bâtiment,
- Puisard ultime de bâtiment,
- Aire de dépotage ou de manutention assurant un rôle de rétention ultime,
- Organe de coupure assurant le confinement des ouvrages ultimes,
- Le bassin de confinement du bâtiment de traitement des effluents.

Ces systèmes de confinement constituent les mesures de maîtrises de risques nécessaires pour considérer le niveau de risque vis-à-vis des déversements accidentels de substances dangereuses ou radioactives liquides dans l'environnement comme acceptable. La maîtrise des risques est garantie.

Dispersion d'un nuage toxique résultant de la perte de confinement de produits dangereux

L'analyse de risques a permis de mettre en évidence les sources de dispersion atmosphérique présentes sur le CNPE. Ce sont :

- Les produits inflammables susceptibles de générer des fumées toxiques en cas d'incendie,
- Les produits chimiques.

Les conséquences potentielles de la perte de confinement d'un de ces produits est la dispersion d'un nuage toxique.

Les scénarios étudiés sont l'émission de fumées toxiques lors d'un incendie et l'émission d'un nuage toxique suite à une fuite sur un circuit ou à une rupture de conditionnement de produits chimiques.

L'étude montre que la dispersion d'un nuage toxique suite à une perte de conditionnement de produits chimiques n'a pas d'effets sur les intérêts protégés.

Onde de surpression aérienne générée par une explosion

L'analyse de risques a permis de mettre en évidence les sources d'explosion présentes sur le CNPE. Les potentiels de dangers à l'origine du risque explosion et pouvant générer des effets de surpression importants sont :

- Les systèmes de la tranche EPR nécessitant un apport d'hydrogène. Les circuits contenant le gaz hydrogéné sont ainsi soumis au risque explosion en cas de fuite ou de rupture de confinement des moyens de transferts (cas des systèmes RCV et GRV présents en salle des machines). Un circuit véhiculant un gaz explosif est à risque dès lors qu'en condition maximale de fonctionnement la concentration en gaz peut être comprise entre la limite inférieure d'explosivité et la limite supérieure d'explosivité du mélange gazeux.
- L'hydrogène, l'argon, l'oxygène, l'azote et l'acétylène sont des gaz stockés en bouteille au niveau de trois parcs de stockage localisés dans la tranche EPR (HZH, HZO et dans le POE). Le risque d'une rupture de confinement ou de fuite d'un gaz explosif (hydrogène ou acétylène) ou d'un gaz non explosif (oxygène, azote ou argon) est donc présent.
- Les batteries électriques présentes dans les locaux de plusieurs bâtiments sont susceptibles de générer de l'hydrogène.
- Le procédé d'électrochloration situé dans la station de pompage, qui est un procédé générateur d'hydrogène.

Les potentiels de dangers à l'origine du risque explosion peuvent être regroupés en 2 catégories :

- Les stockages de gaz, qui ne peuvent être exclus au stade de l'analyse préliminaire et nécessitent la définition de scénarios enveloppes et l'analyse détaillée de ces derniers ;
- Les locaux à risque hydrogène qui nécessitent une analyse.

Pour les parcs à gaz, les scénarios enveloppes à prendre en compte vis-à-vis du risque d'effets de surpression sont :

- **REU (Risque d'Explosion Unitaire)** : à partir d'un simple défaut ou d'une agression (erreur de manutention, jet enflammé, etc.) le conteneur le plus important stocké éclate et engendre une onde de surpression ainsi qu'un projectile unique. Il n'y a pas de risque d'effet domino sur les conteneurs gazeux similaires voisins du fait de leur dimensionnement intrinsèque et réglementaire.
- **RDI (Risque d'effets Dominos Internes)** : les risques liés à l'explosion de l'hydrogène sur le parc à gaz doivent être considérés. Ces scénarios (jet enflammé ou explosion d'un nuage de gaz) peuvent être à l'origine d'effets dominos. Ces risques sont avérés autour d'un cadre d'H2 connecté et de son système de distribution (potence et flexible) en cas de présence à proximité d'un autre conteneur gazeux sous pression ou d'un obstacle quelconque. Les effets dominos engendrés par ces scénarios peuvent provoquer des surpressions consécutives mais non concomitantes et des projectiles multiples.
- **RIE (Risque d'explosions dues à un Incendie d'origine Externe)** suite à un incendie généralisé externe au parc à gaz. Les principales sources fixes dangereuses à proximité des parcs à gaz peuvent être les transformateurs. Dans ce cas, il faut considérer les effets domino dus au rayonnement thermique sur l'ensemble

des installations du parc à gaz si celles-ci ne sont pas protégées par un écran.

Les différents scénarios d'explosion liés aux parcs à gaz étudiés ne génèrent pas d'effets à l'extérieur du site.

Les résultats de calculs des effets de surpression de l'éclatement de bouteille de gaz montrent qu'il n'y a pas de risque d'effet domino sur les conteneurs gazeux similaires voisins du fait de leur dimensionnement intrinsèque et réglementaire pour le scénario risque d'explosion unitaire.

Ainsi, les scénarios au niveau des parcs à gaz n'amènent donc pas un risque de dépassement du seuil des effets irréversibles pouvant toucher les tiers à l'extérieur du site.

Emission de missiles

L'analyse de risques a permis de mettre en évidence, suite à l'analyse préliminaire, les sources d'émission de missiles présentes sur le CNPE. Ce sont :

- l'éclatement du groupe turbo-alternateur présent en salle des machines,
- l'éclatement d'une bouteille de gaz située dans les parcs à gaz HZH et HZO ou POE.

Les conséquences potentielles de l'éclatement de ces installations sont l'émission de missiles projetés à grande vitesse.

Conformément à l'arrêté du 29 septembre 2005, à la circulaire du 10 Mai 2010 et aux pratiques usuelles, les distances d'effets associés aux projectiles ne sont pas calculées dans le cadre d'une étude de risque conventionnel. L'impact d'un projectile n'est traité qu'au regard des effets dominos sur les installations du site situées dans un voisinage proche. Pour les effets de projection à une distance plus lointaine, l'état des connaissances scientifiques ne permet pas de disposer de prédictions suffisamment précises et crédibles de la description des phénomènes pour déterminer l'impact sur le public.

Ce risque, qui n'est pas étudié au titre du risque conventionnel, a été écarté vis-à-vis

des effets domino potentiels au niveau de l'analyse approfondie des risques.

Analyse du risque d'atteinte des tiers par effet domino issu d'un scénario risque conventionnel sur les installations de Flamanville 1-2

Les scénarios d'accident de type risque conventionnel associés aux installations de Flamanville 1-2 peuvent être à l'origine d'effets domino.

Les scénarios susceptibles d'engendrer des effets domino en provenance de Flamanville 1-2 sont les suivants :

- L'incendie sur l'aire de dépotage du bloc de sécurité
- Les scénarios associés au parc à gaz de Flamanville 1-2

Au regard de l'éloignement des installations de Flamanville 3 à proximité des parcs à gaz des tranches 1 et 2 de Flamanville (transformateurs, bâtiment de stockage d'hydrogène et bâtiment électrique non classé) et présentant un potentiel de danger, les accidents considérés pour le parc à gaz des tranches 1 et 2 de Flamanville n'entraînent pas d'effet sur les installations de Flamanville 3 ; de ce fait, ils ne sont pas susceptibles de générer des effets dominos.

Ainsi, les sources possibles d'agression provenant des potentiels de dangers de Flamanville 1-2 ne sont donc pas susceptibles d'atteindre Flamanville 3.

Pour autant, des dispositions de préventions (mesures de conception et moyens de secours) sont toutefois mise en œuvre vis-à-vis des scénarios d'agression en provenance de Flamanville 1-2.

Analyse du risque associé aux installations de Flamanville 1-2 vis-à-vis des cibles sûreté

La tranche EPR étant voisine des tranches 1 et 2 du site de Flamanville, il peut être envisagé l'effet domino d'un bâtiment sur la tranche EPR lorsque survient un accident sur la tranche 1 ou 2.

L'analyse des accidents susceptibles de se produire sur ces deux tranches, faite en fonction de la nature des installations et de leur localisation géographique vis-à-vis de la tranche EPR fait ressortir les 5 sources possibles d'agressions ci-dessous :

- Les bâtiments diesels des tranches 1 et 2 ;
- Le Groupe Turbo-alternateur (GTA) des tranches 1 et 2 ;
- Le parc à gaz des tranches 1 et 2 ;
- Effet thermique hors parc à gaz ;
- Les transformateurs électriques des tranches 1 et 2.

L'analyse de ces différents accidents susceptibles de se produire montre que les installations de la tranche de Flamanville 3 ne sont pas atteintes par effet domino d'un bâtiment des tranches 1 ou 2.

2.5.5 Cas particulier de l'îlot nucléaire et de la station de pompage

L'approche pour l'îlot nucléaire est spécifique car l'enjeu principal dans ces bâtiments est la maîtrise du risque radiologique. En conséquence, la démonstration objet de ce paragraphe, consiste à évaluer la maîtrise des risques conventionnels, vis-à-vis de la protection des intérêts, au travers des dispositions de conception et d'exploitation prises au titre de la maîtrise du risque radiologique.

Effets thermiques et toxiques liés à un incendie

L'ensemble des bâtiments formant l'îlot nucléaire et la station de pompage font l'objet de dispositions constructives.

Les effets d'un incendie dans l'îlot nucléaire et la station de pompage sont maîtrisés au travers des dispositions prises au titre de la maîtrise du risque radiologique.

Effets d'une onde de surpression liée à une explosion

La conception des locaux et des installations de l'îlot nucléaire permet de se prémunir des risques d'explosion en supprimant ou en limitant les dégagements d'hydrogène. Le risque lié à une explosion dans l'îlot nucléaire est considéré comme maîtrisé et sans conséquence potentielle sur les intérêts protégés.

La démarche de protection contre l'explosion interne est rappelée ci-dessous :

Le principe de défense en profondeur est appliqué à la protection contre cette agression interne de manière à limiter sa vraisemblance et les conséquences de celle-ci, par la mise en place de dispositions de prévention, de surveillance et de limitation des conséquences.

L'approche de la protection contre les explosions s'appuie donc sur trois niveaux :

- la prévention qui consiste :

- à prendre des mesures constructives ou organisationnelles pour éviter et/ou maîtriser tout dégagement,
- à éviter la formation d'atmosphère explosive pouvant résulter de ces dégagements,
- à éviter l'ignition des atmosphères explosives éventuellement formées,
- à prévenir les risques sur les capacités sous pression,

- la surveillance par la mise en place de moyens de détection, associés à des actions de prévention,

- la limitation des conséquences qui consiste à prévoir des moyens de mitigation des effets d'une explosion vis-à-vis des cibles qui permettent de rendre compte des objectifs de sûreté. On tient compte de la présence éventuelle d'autres installations nucléaires sur le CNPE pour définir les cibles potentielles.

Effets toxiques liés à la dispersion aérienne résultant de la rupture du confinement de produits dangereux

Compte tenu des dispositions de conception et d'exploitation, la perte de confinement de substances dangereuses situées à l'intérieur des bâtiments de l'îlot nucléaire n'est pas susceptible de générer d'effets toxiques supérieurs au Seuil des Effets Irréversibles (SEI) pour l'homme à l'extérieur du site.

Effets induits par un déversement de substances dangereuses liquides

Les déversements de substances dangereuses liquides sont traités au paragraphe correspondant (voir § 2.5.4.).

Effets liés à l'impact de projectiles

Conformément à la démarche, seuls les éventuels effets sur les structures sont considérés au titre des effets dominos.

En conclusion, pour l'îlot nucléaire et la station de pompage, vis-à-vis des risques conventionnels, il n'est pas identifié d'effets de nature à impacter les intérêts protégés.

2.5.6 Autres dispositions existantes au titre de la maîtrise des risques conventionnels

2.5.6.1. Principes généraux

Les réductions du risque à la source et en phase d'exploitation sont des principes généraux explicités au § 2.4.5.1.

2.5.6.2. Dispositions spécifiques

La maîtrise des risques est renforcée par des dispositions de prévention, de surveillance et de limitation des effets prises à la conception des installations et/ou en phase d'exploitation.

La maîtrise des risques liés à l'incendie comprend les types de dispositions suivantes basées sur le principe de robustesse :

- la prévention des départs de feu,
- la détection rapide des départs de feu et leur extinction,
- la limitation de l'aggravation et de la propagation d'un incendie,
- la gestion des situations d'accident résultant d'un incendie.

Quelques-unes des dispositions mises en œuvre sont rappelées ci-dessous :

- La limitation du risque d'incendie par le choix d'équipements, de dispositions de conception, de matériaux adaptés et par le respect de consignes préventives,
- La présence de moyens de détection d'incendie avec alarmes reportées en salle de commande ou dans un lieu de présence permanente de personnel de surveillance (y compris alarme de surveillance du matériel : dérangement, défaut alimentation),
- L'extinction des feux qui peut être assurée, selon les cas, par un ensemble de dispositions :
 - En première action, toute personne située à proximité d'un départ de feu peut, pour l'éteindre, utiliser les moyens de lutte portatifs appropriés (extincteurs de différentes classes...) répartis dans l'installation et adaptés au risque ;
 - Sur alarme incendie ou appel témoin, l'agent de levée de doute est envoyé en local pour justifier le départ de feu, lancer les premières actions et si besoin, appliquer la fiche d'action incendie locale mentionnée sur la fiche réflexe du local concerné ;
 - L'équipe d'intervention, mobilisée en parallèle, peut mettre en œuvre selon la situation des moyens d'extinction plus importants (par exemple, RIA ou autres moyens compensatoires). Son action est complétée si besoin par les

- secours extérieurs qui disposent de leurs propres moyens. Dans ce cadre, l'exploitant tient à disposition des moyens nécessaires aux secours extérieurs, tel qu'un réseau d'alimentation en eau d'extinction protégé contre le gel, sur l'INB et réparti dans les installations, selon la nature des risques. Le réseau routier à l'intérieur des sites et les accès sont conçus de manière à permettre l'accès des engins de secours et de lutte contre l'incendie des secours extérieurs au plus près des bâtiments ;
- Des installations d'extinction fixes spécifiques sont présentes notamment dans les locaux qui renferment les charges calorifiques les plus sensibles ;
 - Les agents d'extinction d'incendie sont collectés et traités pour assurer le confinement des substances dangereuses ;
 - La présence d'une sectorisation incendie (sectorisation de sûreté, d'indisponibilité...) et gestion de sa pérennité au travers des chantiers.

Concernant les dispositions visant à éviter la propagation d'un incendie et à limiter ses conséquences, il est à noter que :

- Les bâtiments de l'îlot conventionnel ne contribuent pas, en cas d'incendie, à l'atteinte et au maintien d'un état sûr de l'INB. En effet, ils n'ont pas de lien avec les actions d'atteinte et de maintien à l'état sûr des tranches, ou uniquement dans un temps suffisamment court pour ne pas entraver ces actions. Par conséquent, ces bâtiments objets de la démonstration de maîtrise des risques conventionnels ne possèdent pas de cheminements protégés et ne sont pas concernés par l'exigence de résistance au feu des structures ;
- Les systèmes de ventilation et de désenfumage présents dans les bâtiments de l'îlot conventionnel n'assurent pas de rôles relatifs à la maîtrise des accidents conventionnels.

Les mesures pour la gestion du risque explosion sont également mises en œuvre.

En cas d'alarme ou de détection d'une situation anormale par le personnel, les installations à risque sont isolées et les zones concernées évacuées. La situation d'urgence consécutive à une explosion est gérée de manière identique à celle de l'incendie.

A la conception, pour pallier le risque explosion, les installations de la tranche EPR font l'objet des mesures suivantes :

- Les circuits et dispositifs de stockage sont étanches par conception
- La conception des circuits hydrogénés est conforme à la réglementation, vis-à-vis de la signalisation de ces circuits, de la mise à la terre et de la protection contre les chocs pouvant survenir lors de l'exploitation courante des installations
- Les singularités sont limitées et des vannes de coupure automatiques sont installées sur les circuits
- Les installations sont éloignées les unes des autres d'une distance de sécurité suffisante pour prévenir les effets domino
- Les locaux fermés de l'îlot nucléaire disposent d'une ventilation mécanique permettant d'empêcher l'existence de zones mortes (sans brassage de l'air)
- Les zones situées à l'intérieur de locaux fermés et identifiées à atmosphère explosive sont surveillées en permanence par des capteurs avec report d'alarme en salle de commande.

Les mesures de prévention pour la gestion du risque missile turbine sont aussi mises en place.

Pour Flamanville 3, les principales mesures de prévention permettant d'écarter le risque d'éclatement du groupe turboalternateur de Flamanville 3 sont :

- Les corps haute pression et l'alternateur sont de plus petites dimensions que les corps basse pression. De ce fait, la vitesse d'émission de leurs missiles est

potentiellement plus faible. De plus, les stators sont épais et ne peuvent être traversés par des missiles peu énergétiques. Ainsi, les seuls projectiles pris en considération proviennent des parties tournantes des modules basse pression de la turbine.

- Ces rotors basse pression sont constitués de plusieurs disques soudés à leur périphérie. Le retour d'expérience international et du parc EDF montre que

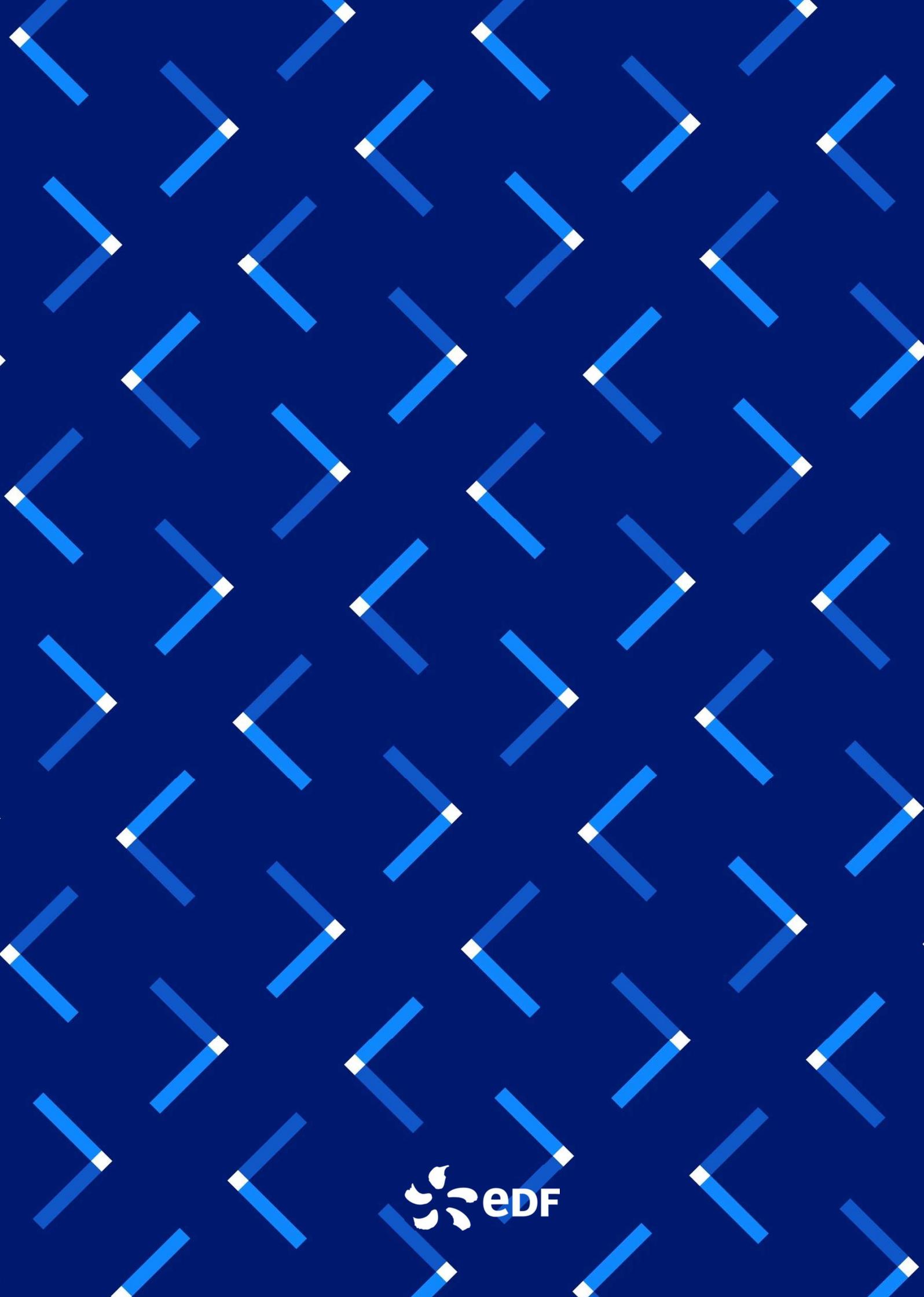
les rotors conçus et fabriqués selon cette technologie sont bien plus robustes que les rotors frettés.

Par ailleurs, les Éléments Importants pour la Protection des intérêts identifiés pour assurer la maîtrise des risques en cas de déversement accidentel liquide sont des dispositifs de confinement qui sont pour la majorité, visitables et en matériau résistant à l'incendie, et pour certains, enterrés donc protégés des effets d'un incendie.

2.6 CONCLUSION

L'étude menée permet de conclure que les situations accidentelles envisagées pour les installations objet de l'étude n'ont pas d'effets à l'extérieur des limites du site. Pour se prémunir des déversements accidentels de substances dangereuses ou radioactives liquides dans l'environnement, le confinement des substances déversées est assuré, cela permet ainsi de garantir la maîtrise des risques.

En conclusion, les risques conventionnels que présente l'EPR vis-à-vis des intérêts à protéger sont donc maîtrisés. L'EPR respecte les objectifs de sûreté relatifs à la maîtrise des risques conventionnels.



Annexe A : zones d'effets du site de Flamanville

